



***Atti del Convegno Nazionale AIRP
di Radioprotezione***

**La radioprotezione della popolazione:
esposizioni pianificate ed esistenti in
un'ottica di sostenibilità**



Lucca, 25 - 27 settembre 2024

Real Collegio, Piazza del Collegio, 13

Con il patrocinio di:



Atti del Convegno Nazionale AIRP di Radioprotezione
La radioprotezione della popolazione:
esposizioni pianificate ed esistenti in un'ottica di sostenibilità



INDICE

Relazioni introduttive

- 0.1 EIR, the new series of ICRP publications on dose coefficients for intakes of radionuclides by members of the public: what's new?
Demetrio Gregoratto
- 0.2 Le attività in radioprotezione delle organizzazioni internazionali, con focus sul gruppo di esperti dell'art. 31 del trattato EURATOM e sull'UNSCEAR.
Francesco Bochicchio

Sessione 1

Situazioni di esposizione esistente: i siti contaminati

- 1.01 La caratterizzazione radiologica ai fini della bonifica di siti contaminati, in relazione agli interventi ai sensi del Titolo XV - D.lgs 101/20 (*relazione a invito*)
M. Altavilla
- 1.02 L'esperienza internazionale sul rilascio di siti contaminati
C. Osimani
- 1.03 Ottimizzazione di una griglia di campionamento per la caratterizzazione radiologica di un sito mediante analisi statistica
A. Petraglia, A.M. Esposito, A. D'Onofrio, C. Sabbarese, F. Mancini, G. Pugliese
- 1.04 Metodi di campionamento ai fini della caratterizzazione radiologica di rifiuti radioattivi e residui NORM
R. Rusconi, L. Albertone
- 1.05 Spettrometria gamma in campo a bassa risoluzione: prestazioni e possibili applicazioni alla caratterizzazione di siti contaminati e residui NORM
S. Cotta, R. Rusconi, P. Badalamenti, D. Lunesu
- 1.06 Come produrre rifiuti radioattivi da un processo di bonifica ambientale delle acque di falda: il caso dell'impianto TAF presso l'impianto nucleare ITREC di Trisaia
G. Varasano, S. Abate, A. Puppio, F. Rubolino, M. Scafiezzo, A. Scaiella
- 1.07 CEMERAD: Esperienza operativa per l'intervento di messa in sicurezza e bonifica
A. Farina
- 1.08 Depositi Temporanei e Impianti di gestione di rifiuti radioattivi, presso installazioni diverse dagli impianti nucleari
A. Principe
- 1.09 Loading, transport and treatment of contaminated metal arising from Italian nuclear power plants
R. Vespa, F. Corleoni
- 1.10 Intervento di recupero, messa in sicurezza, trasporto e gestione di sorgenti radioattive neutroniche e beta/gamma
M. Taroni, A. Iannarone, G. Zambelli
- 1.11 Allontanamento di grandi quantità di terreno proveniente da scavi all'interno del sito di Saluggia
F. A. Frizza, E. De Maria
- 1.12 Attività di supporto alla Prefettura per le situazioni di esposizione esistente in relazione agli interventi sul sito di deposito di fosfogessi di Porto Marghera
F. Trotti, V. Cesari, E. Caldognetto, F. Danesin, S. Trivellato, R. Ugolini, S. Bucci

Sessione 2

Fisica Medica

- 2.01 Le indagini diagnostiche effettuate con radiazioni ionizzanti: l'importanza del dato dosimetrico, il contesto nazionale ed europeo, la promozione degli audit clinici (*relazione a invito*)
A. Coniglio
- 2.02 Boron Neutron Capture Therapy: rivelatore Quad Timepix per la misura della distribuzione di ^{10}B
G. Claps, A. Tamburrino, A. Feruglio, N. Protti, S. Altieri, F. Murtas
- 2.03 Ottimizzazione dell'esposizione medica a radiazioni ionizzanti: valutazione della qualità tecnica delle immagini all'interno del progetto pilota ISS per implementazione di audit clinici in Radiologia Interventistica
G. Serra, A. Balsamo, M. Cavallari, A. Coniglio, L. D'Ercole, S. Delle Canne, A. Fracassi, S. Grande, G. Lo Moro, S. Mazzocchi, A. Palma, S. Pini, A. Rosi, O. Rampado, P. Turano, S. Zucca
- 2.04 Approccio metodologico per la definizione dei coefficienti di conversione dei dati di esposizione in dose efficace, per le procedure di radiologia diagnostica, interventistica e medicina nucleare: un progetto CCM-Ministero Salute
A. Soriani, L. D'Ercole, O. Rampado, L. De Luca, I. Fiorina, F. Lisciandro, R. Di Liberto, F. Fusaro, G. M. Argiolas, N. Pisu, R. Faletti, A. Doriguzzi Breatta, S. Morbelli, S. Deagostini, R. Sciuto, F. Cappelli, P. Ordonez, V. Bruzzaniti, F. Bochicchio, M. De Simoni, A. Palma, A. Rosi, A. Balsamo, A. Coniglio, S. Grande, E. Solfaroli Camillocci
- 2.05 Biodosimetria delle radiazioni ionizzanti a diversi livelli di LET attraverso marker citogenetici nei meristemi di *Allium cepa*
T. Butini, F. Barco, M. G. Cascone, R. Ciolini, M. Quattrocchi, E. Rosellini, J. A. Torres Novaes, M. N. Xavier, S. De Souza Lailic, F. D'Errico
- 2.06 Modulazione del differenziamento in vitro di cellule HL60 esposte a un basso fondo di radiazione ambientale ai LNGS. Il progetto DISCOVER22
V. Dini, A. Ricci, V. Tirelli, F. Grasso, M. Sanchez, P. Anello, F. Berardinelli, F. Barbato, J. Marinaccio, V. Conte, P. Morciano, G. Baiocco, A. Sgura
- 2.07 Valutazione della dose al cristallino per procedure interventistiche in uno studio multicentrico
M. Quattrocchi, S. Busoni, M. Bruzzi, S. Giomi, C. Poggiali, M. Betti, S. Di Biaso, D. D'Urso, L. Fedeli, L. N. Mazzoni, M. A. Gilio, M. Paolucci, F. Rossi, A. Taddeucci, G. Belli, C. Gasperi, M. A. D'Avanzo, F. Campanella
- 2.08 Effetti del trattamento con radiazioni ionizzanti e *nanorods* d'oro su cellule di glioblastoma: uno studio di spettroscopia di Risonanza Magnetica ai fini dell'ottimizzazione in Medicina Nucleare
M. Ranaldi, L. Binelli, A. Palma, V. Dini, B. De Berardis, M. G. Ammendolia, C. Battocchio, G. Iucci, A. Ruocco, A. Attili, A. Fabbri, L. Tortora, T. Scotognella, A. Giordano, I. Venditti, S. Grande
- 2.09 Livelli diagnostici di riferimento per la pratica nazionale di radiologia diagnostica e interventistica e di medicina nucleare diagnostica: l'aggiornamento del documento di riferimento Rapporti ISTISAN 20|22
S. Grande, A. Palma, R. Padovani, G. Compagnone, L. D'Ercole, A. Orlacchio, G. Bernardi, E. De Ponti, M. C. Marzola, A. Rosi
- 2.10 Esposizioni mediche: sviluppo di indicatori di autovalutazione per l'implementazione di un audit clinico pilota in attuazione dell'art. 168 del D. lgs. 101/2020 in radiologia interventistica
A. Palma, S. Grande, L. D'Ercole, B. Petracci, S. Zucca, S. Comelli, S. Mazzocchi, S. Michelagnoli, S. Delle Canne, L. Steri, P. Turano, F. Fulgenzi, O. Rampado, A. Doriguzzi Breatta, R. Bona, C. Giordano, P. Isoardi, N. Paruccini, A. Balsamo, A. Coniglio, A. Rosi

- 2.11 Ensuring radiation safety and quality assurance in nuclear medicine: establishing a comprehensive program at the university hospital center "Mother Teresa" in Tirana
Z. Muço, G. Xhixha
- 2.12 Evaluation of the efficiency of lead aprons for cardiologists in the Hemodynamics Department at the University Hospital Center "Mother Teresa"
B. Vuçaj, K. Tushe
- 2.13 Sviluppo di un sistema real-time per la stima della dose ai caregivers di pazienti di medicina nucleare
G. Stendardo, P. Fattibene, E. Cisbani, G. Venoso, C. De Angelis, S. Grande, C. Andenna, C. Zicari, T. Falcone, G. Iaccarino, B. Cassano, S. Ungania, V. Bruzzaniti, A. Soriani, A. Palma

Sessione 3

Radiazioni non ionizzanti

- 3.01 La protezione di pazienti e lavoratori portatori di dispositivi medici impiantabili ed indossabili dai campi elettromagnetici: da un problema di pochi ad una necessità comune (*relazione a invito*)
E. Mattei, C. Vivarelli, F. Censi, G. Calcagnini, R. Falsaperla
- 3.02 Valutazione sperimentale della compatibilità elettromagnetica di dispositivi medici impiantabili attivi in diversi ambienti di lavoro
F. Censi, C. Vivarelli, E. Mattei, G. Calcagnini, A. Bogi, M. Comelli, N. Zoppetti, G. Burriesci, S. D'Agostino, R. Falsaperla
- 3.03 Risonanza Magnetica: valutazione dei livelli di esposizione professionale e indicazioni di tutela per gli operatori
R. Falsaperla, G. M. Contessa, S. D'Agostino, M. Tosetti, N. Zoppetti
- 3.04 Sicurezza degli operatori nei laboratori di spettroscopia NMR ad alto campo: criticità e valutazione del rischio
V. Hartwig, G. Aciri, M. A. D'Avanzo, A. Flori
- 3.05 Un'introduzione alla valutazione del rischio di esposizione ad ultrasuoni
A. Bogi, R. Mariconte, C. Giliberti, A. Polichetti, R. Falsaperla
- 3.06 Caratterizzazione dell'emissione di bagnetti ad ultrasuoni e sonicatori, impiegati nei laboratori di ricerca
C. Giliberti, A. Bogi, D. Annesi, R. Falsaperla, F. Consoli, R. Mariconte
- 3.07 Caratterizzazione dell'emissione di luce blu per terapia cutanea e valutazione degli aspetti di sicurezza fotobiologica per operatore e paziente
R. Di Liberto, A. Cimino
- 3.08 Un aggiornamento sulla normativa nazionale per la protezione della popolazione dai campi elettromagnetici a radiofrequenza (*relazione a invito*)
A. V. Polichetti
- 3.09 Misure in campo di segnali 5G in banda millimetrica anche in propagazione NLoS: risultati preliminari
V. Bottura, S. Adda, S. D'Elia, N. Pasquino, R. Suman, M. Vaccarone
- 3.10 Strumenti e tecniche di misura per segnali 5G
M. Vaccarone, S. Adda

- 3.11 Studio di un sito SRB complesso con 5G: dalle misure all'estrapolazione alla configurazione autorizzata nell'ottica delle verifiche per il rispetto del 'nuovo' valore di attenzione e dei limiti assentibili
B. Notari, M. Cremona, E. De Sena, I. Taddei, M. Tedeschini, M. Tiberti, T. Melfi, M. Poli
- 3.12 LTE TDD MaMIMO: caratterizzazione dell'emissione dell'antenna attiva
M. Silvi, A. Barellini, B. Bracci, G. Licitra, A. Pinzauti, F. Sbrana
- 3.13 Metodologia per il calcolo dell'esposizione della popolazione al campo elettrico prodotto dagli impianti di telefonia mobile attivi in Veneto
L. Canal, A. Timis, S. Poli, F. Trotti, R. Ugolini
- 3.14 Biodosimetria della radiazione UV attraverso la rilevazione di endpoint citogenetici nei meristemi di *Allium cepa*
F. Barco, T. Butini, M. G. Cascone, A. Chierici, R. Ciolini, E. Rosellini, J. A. Torres Novaes, M. N. Xavier, S. De Souza Lalic, F. D'Errico
- 3.15 In strada per la protezione delle persone attraverso la mappatura del territorio
E. Imperial, L. Cerise, S. Malacarne, F. Berlier, V. Bottura
- 3.16 Laser in odontoiatria: analisi della percezione del rischio da parte degli operatori sanitari
M. Diano, E. Fazio, L. Longo, A. Bogi, C. Giliberti

Sessione 4

Radioprotezione, dosimetria e metodi di misura

- 4.01 Indicazioni operative per la valutazione delle conseguenze correlate a scenari emergenziali standard in Medicina Nucleare (*relazione a invito*)
G. M. Contessa, M. D'Arienzo, M. A. D'Avanzo, M. Mattozzi, S. Sandri, N. Pace, P. Micheli, E. Cavalieri D'Oro, F. Campanella
- 4.02 Studio di fattibilità dell'impiego di rivelatori fotonici e neutronici per la ricerca di perdite nella rete idrica
A. Cirillo, M. Bolzonella, M. Caresana
- 4.03 Progettazione e caratterizzazione di uno spettrometro portatile 4H-SiC per la rilevazione di radiazioni in ambienti ostili
A. Chierici, R. Ciolini, F. D'Errico
- 4.04 Attivazione dell'aria intorno al generatore neutronico D,T PUNITA del JRC-Ispra: confronto tra i codici Monte Carlo MCNP e FLUKA
C. Tinè, G. Magrotti, G. Iurlaro, M. Cecchini, G. Merla, F. Gueli
- 4.05 ROVERLAB: progetto e sviluppo di un drone terrestre per il monitoraggio della radioattività ambientale e risultati acquisiti in campo
S. Procopio, A. Mastroberardino, F. Talarico, A. Gallo, S. Fregola, F. Casaburi, R. Marchese
- 4.06 Itados: il network dei servizi di dosimetria
F. Rossi, L. Garlati
- 4.07 Determinazione dei quantitativi di Pu, ²⁴¹Am e U mediante misure integrate di spettrometria gamma e conteggio neutronico passivo
A. Decembrino, A. Gubernale, A. Marulli, M. Cerro, M. Straface, P. Negrini, G. Seminara, N. Cherubini
- 4.08 Progetto Vessel Garigliano: smantellamento internals - Fase 1
M. Caldarella, F. Mancini, U. Doti

- 4.09 Decommissioning di impianti nucleari: il Reattore RTS-1 "G. Galilei" del CISAM
A. Cerchiara, E. Cimini, M. Russo
- 4.10 The radioprotection consideration and measurements for the installation of an ion implanter of Proton/Born 400 keV/AMU in a factory
G. Russo, S. Spartà, F. Giubilante, M. Bertolini, M. Cantiano
- 4.11 Monitoraggio della radioattività in aria, applicazione della norma ISO 16639:2019 e ottimizzazione della sorveglianza radiologica
G. Iurlaro, E. L. Chilug, G. Bilancia, M. Prata, C. Requejo Coronado, G. Boschi, F. Rodari, G. Merla
- 4.12 Sistema multifunzione per monitoraggio delle radiazioni in aria sia per sorveglianza ambientale routinaria che per allarme di emergenza
M. Salmi
- 4.13 Aspetti operativi di un servizio di dosimetria: corso di formazione per tecnici
S. Bucci, L. Garlati, F. Rossi
- 4.14 IRPA Safety Culture in Healthcare Task Group: una proposta di questionario sulla cultura e la formazione di radioprotezione in ambito ospedaliero
P. Ferrari
- 4.15 Studio di radioprotezione su di una sorgente RX mobile impiegata on field presso i Musei Civici di Reggio Emilia: simulazioni Monte Carlo
P. Ferrari, P. L. Rossi, M. Bettuzzi, F. Mariotti, M. P. Morigi, C. Riccardizi, C. Canevari, P. Modesti
- 4.16 Aggiornamento UNI del glossario di Radioprotezione
S. Sandri
- 4.17 Calibrazione e Applicazione della Spettrometria Gamma con Rivelatori HPGe per la Radioprotezione Ambientale in Italia
D. Siqueira Nascimento, A. Chierici, R. Ciolini, S. Chiappini, F. D'Errico, M. Chiappini
- 4.18 Analisi e valutazione del contributo di dose da attivazione dell'aria all'interno della sala di un LINAC di Radioterapia
F. Bartolucci, M. Laubenstein.
- 4.19 La gestione dei rifiuti radioattivi antropogenici nell'ambito dei recenti aggiornamenti normativi
L. Ricciardi, C. Giliberti
- 4.20 L'analisi dei radionuclidi nei fanghi di depurazione urbani quale strumento di monitoraggio del territorio
C. Cantaluppi, B. Morelli
- 4.21 La radioprotezione in ATS Brescia: prevenzione e vigilanza territoriale
M. Bressanelli, M. Fortunato, A. Paladini, P. Vincenti, R. Ferranti, G. E. F. Marazza, L. E. S. Lanfredini
- 4.22 Un applicativo (App) di gestione delle attività di radioprotezione
S. Grasso, A. Varallo, M. Buono, C. Mainardi, C. Oliviero, S. Clemente

Sessione 5

Impatto sulla popolazione e sostenibilità

- 5.01 Livelli di allontanamento generici e specifici: novità IAEA e possibili applicazioni (*relazione a invito*)
F. Mancini, M. Caldarella
- 5.02 Livelli di allontanamento e rifiuti radioattivi tra sostenibilità e radioprotezione
A. M. Esposito, F. Mancini, U. Doti

- 5.03 Metodi numerici per lo studio del flusso e trasporto dei radionuclidi nei mezzi porosi, finalizzati all'analisi di sicurezza del deposito di smaltimento di superficie dei rifiuti radioattivi presso il Deposito Nazionale
J. De Sanctis, G. Mingrone, F. Marconi, M. Rosati
- 5.04 Valutazione dell'impatto su ambiente e popolazione a seguito di scarichi programmati e rilasci incidentali tramite l'utilizzo di modelli di previsione
C. Salierno
- 5.05 Il progetto MANDRA "Molecole Attive Nella Difesa RAdiologica e nucleare"
F. d'Errico, F. Barco, T. Butini, F. Caradonna, A. Chierici, M. Ciccotti, C. Gabellini, C. Gheraldini, L. Giovannelli, A. Malizia, M. Marrale, N. Mulinacci, G. Picchioni, R. Quaranta, C. Russo, R. Scarpitta
- 5.06 Interazioni tra giustificazione e ottimizzazione, basic safety principles e sviluppo sostenibile dell'agenda 2030
R. Falcone, L. Pizzingrilli
- 5.07 Opzioni per il riutilizzo della grafite irraggiata
G. Migliore
- 5.08 La presenza di Cs-137 negli ecosistemi del Piemonte: tempo di dimezzamento ambientale e valutazioni della dose ambientale impegnata
M. C. Losana, M. Magnoni, L. Albertone, L. Bellina, S. Bertino, B. Bellotto, M. Marga, G. Tozzi
- 5.09 Monitoraggio della radioattività ambientale: obiettivi, indicatori ed organizzazione delle reti di sorveglianza dei siti Sogin
L. Leone, F. Mancini, D. Lusitani, M. Alquati, S. Abate
- 5.10 Modelli per la valutazione delle concentrazioni di radioattività negli scarichi degli effluenti liquidi e aeriformi per le installazioni del Joint Research Centre (JRC-Ispra)
M. Cecchini, F. Gueli, G. Iurlaro, G. Magrotti, C. Tinè, G. Merla, A. Ravazzani, G. Bilancia
- 5.11 Mappatura spazio-temporale dei fenomeni erosivi attraverso il radioisotopo artificiale Cs-137
C. Fontana, U. Neri, C. Beni, B. Pennelli, M. Bascietto, S. Procopio
- 5.12 Verifica del rispetto del livello di allontanamento di rifiuti solidi ospedalieri tramite misure con scintillatori
Elio A. G. Tomarchio
- 5.13 Caratterizzazione radiometrica di un bunker già ospitante un LINAC per terapia con energia RX massima 15 MV
F. Banci Buonamici, A. Didona

Sessione 6

NORM e radon

- 6.01 Metodologia e strumenti per la mappatura e la caratterizzazione delle situazioni di esposizione ai NORM nell'ambito del progetto RadoNorm - Task 2. 5. (*relazione a invito*)
C. Nuccetelli, G. Venoso, R. Trevisi, F. Leonardi, F. Trotti, R. Ugolini, J. M. Popic e gli altri partecipanti al Task 2. 5 di RadoNorm
- 6.02 Produzione ed uso di fertilizzanti in Italia: attività di caratterizzazione radiologica e valutazione di dose del progetto NORMA
F. Trotti, S. Bucci, M. Archimi, E. Caldognetto, D. Di Summa, F. Duchi, L. Ferrara, G. La Verde, F. Leonardi, D. Lunese, C. Nuccetelli, I. Peroni, G. Pratesi, M. Pugliese, R. Rusconi, R. Trevisi, R. Ugolini, G. Venoso

- 6.03 Valutazione per residui TENORM smaltiti in discarica
S. Manenti, I. Carne, S. Spartà, P. Cerri
- 6.04 Misure di radon indoor in Campania
P. Addonizio, G. Buccheri, F. Di Guida, A. Rinaldini
- 6.05 Il generatore di soluzioni campione di radon in acqua
A. De Donato, F. Cardellini, L. Rinaldi, M. Capogni, A. Fazio, P. Mohammadyari, I. Giardina
- 6.06 Nuovo metodo di misura della concentrazione di radon e del suo coefficiente di diffusione nel terreno
C. Cazzato
- 6.07 Erica Tool ed industrie NORM: verso un approccio radioprotezionistico integrato per uomo ed ambiente
G. La Verde, C. Imparato, M. Pugliese
- 6.08 Studio annuale di flussi di radon dal suolo
L. Carrarelli, F. Cardellini, A. De Donato, L. Rinaldi, P. Mohammadyari
- 6.09 IV interconfronto internazionale radon in campo per sistemi di misura attivi e passivi in differenti ambienti indoor
E. Chiaberto, M. Magnoni, A. Prandstatter, E. Serena, F. Berlier, M. F. Ragani, L. Garlati, F. Leonardi, R. Trevisi, G. Minchillo, S. Mancini, A. Mainardi
- 6.10 Metodologia per una stima realistica del livello di esenzione in termini di dose efficace per gli individui della popolazione nei casi di allontanamento di residui NORM in discarica
G. Pratesi, F. Trotti, S. Bucci, M. Archimi, E. Caldognetto, D. Di Summa, F. Duchi, L. Ferrara, G. La Verde, F. Leonardi, D. Lunesu, C. Nuccetelli, I. Peroni, M. Pugliese, R. Rusconi, R. Trevisi, R. Ugolini, G. Venoso
- 6.11 Monitoraggio ambientale di una discarica di ceneri di carbone
I. Peroni, S. Bucci, M. Archimi, M. Guazzini, A. Iacoponi, G. Pratesi, D. Vicchio
- 6.12 La mappatura del radon in Piemonte in termini di dose
M. Magnoni, E. Chiaberto, E. Serena, R. Tripodi, A. Prandstatter

Premio Giovani

- PG F.01 Radioattività in un minerale di neoformazione: il caso dell'epsomite dalla miniera di zolfo di Peticara
M. Giordani
- PG F.02 Determinazione del tempo trascorso dall'esposizione tramite il decadimento differenziale dei rivelatori a termoluminescenza
G. Roina
- PG F.03 Validazione di un digital twin per la caratterizzazione delle interferenze elettromagnetiche: sviluppo di un sensore per la stima delle tensioni indotte da campi magnetici lentamente variabili su pacemaker e defibrillatori impiantabili
C. Vivarelli
- PG P.01 Completa caratterizzazione neutronica di un locale di calibrazione in presenza di una sorgente di Am-Be attraverso il sistema di sfere di Bonner e confronto con il codice Monte Carlo FLUKA
F. Chiarelli

- PG P.02 Impiego di sistemi attivi a basso costo per la definizione e la valutazione dell'efficacia degli interventi di risanamento radon
L. Gemmiti
- PG P.03 Campagna di misure di esalazione di gas radon dal suolo per la stima delle emissioni di gas serra tramite il "Radon Tracer Method"
S. Mancini
- PG P.04 Analisi ALARA e valutazioni di dose: caso studio applicato alle operazioni di gestione di rifiuti intermedi ILW del Joint Research Center (JRC – Ispra)
G. Merla
- PG P.05 Caratterizzazione Radiologica per il rilascio incondizionato di un bunker in cemento armato ospitante un ciclotrone PET-trace 10
D. Ramelli
- PG P.06 Sviluppo e Caratterizzazione del Tetraborato di Magnesio (MgB₄O₇) per Applicazioni in Dosimetria Termoluminescente
D. Siqueira Nascimento

Atti del Convegno Nazionale AIRP di Radioprotezione
La radioprotezione della popolazione:
esposizioni pianificate ed esistenti in un'ottica di sostenibilità



Relazioni introduttive

EIR, the new series of ICRP publications on dose coefficients for intakes of radionuclides by members of the public: what's new?

Demetrio Gregoratto - *UK Health Security Agency*



EIR, the new series of ICRP publications on dose coefficients for intakes of radionuclides by members of the public: what's new?

Demetrio Gregoratto, UK Health Security Agency

Convegno Nazionale AIRP 2024, Lucca 25-27 Set 2024

Notice

Dose coefficients and biokinetic models are produced by ICRP TG 95 – Internal Dose Coefficients

Membership is given below

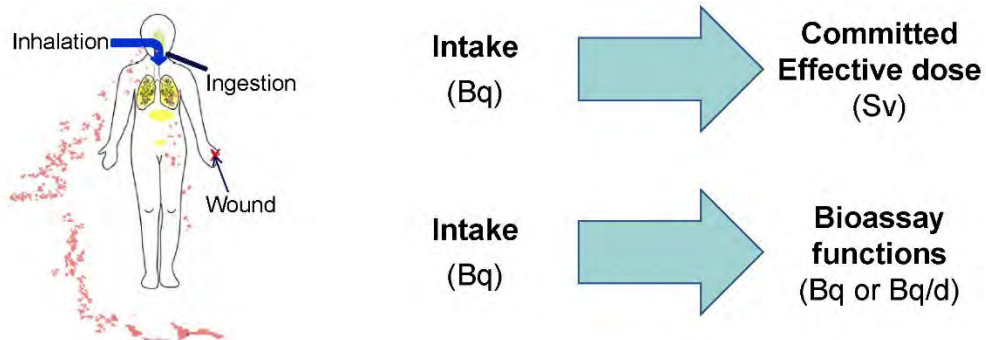
F Paquet (Chair), MR Bailey, V Berkovski, E Blanchardon, E Davesne, A Giussani, D Gregoratto, D Jokisch, S Lamart, R W Leggett, MA Lopez Ponte, G Ratia, C Samuels, T Smith.

Content

- How we calculate doses and bioassay quantities
- Changes to biokinetic and dosimetric models
- OIR and EIR series of publications
- Discussion of changes to doses and bioassay for selected radionuclides
 - Pu-239
 - I-131
 - Cs-137

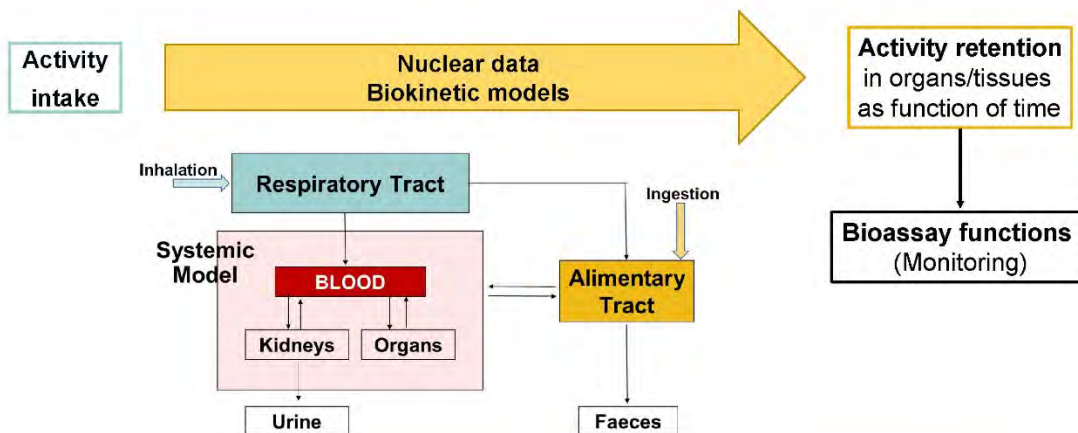
3 ICRP-EIR dose coefficients for intakes of radionuclides by members of the public: what's new?

Internal dosimetry: committed effective dose and bioassay quantities



4 ICRP-EIR dose coefficients for intakes of radionuclides by members of the public: what's new?

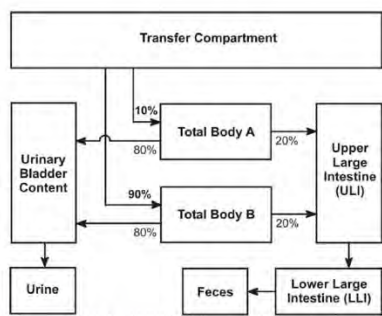
Biokinetic calculations



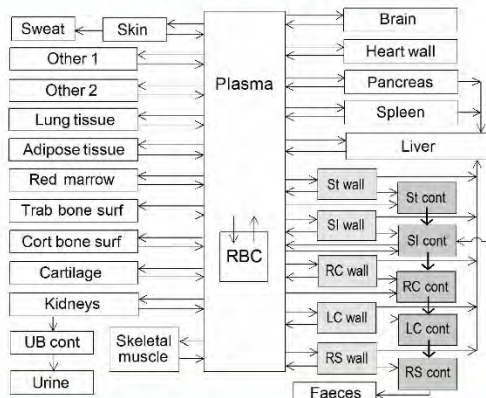
5 ICRP-EIR dose coefficients for intakes of radionuclides by members of the public: what's new?

Systemic biokinetic models (Ex. Caesium)

ICRP Publications 30 (1979) & 67 (1993)

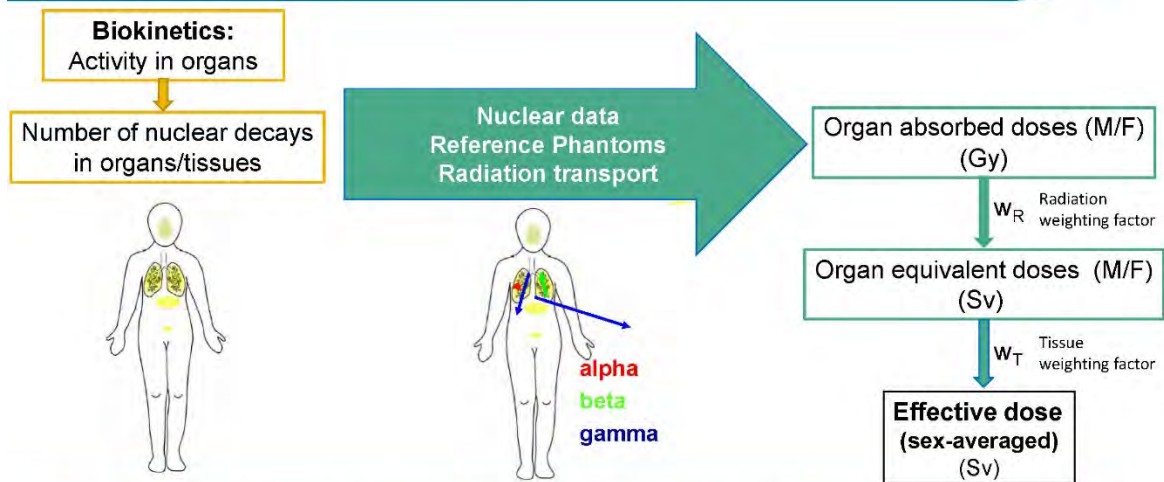


ICRP Publication 137 (2017)



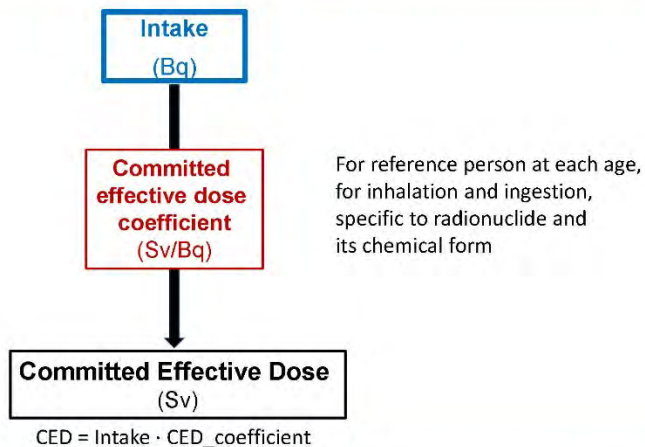
6 ICRP-EIR dose coefficients for intakes of radionuclides by members of the public: what's new?

Dosimetric calculations



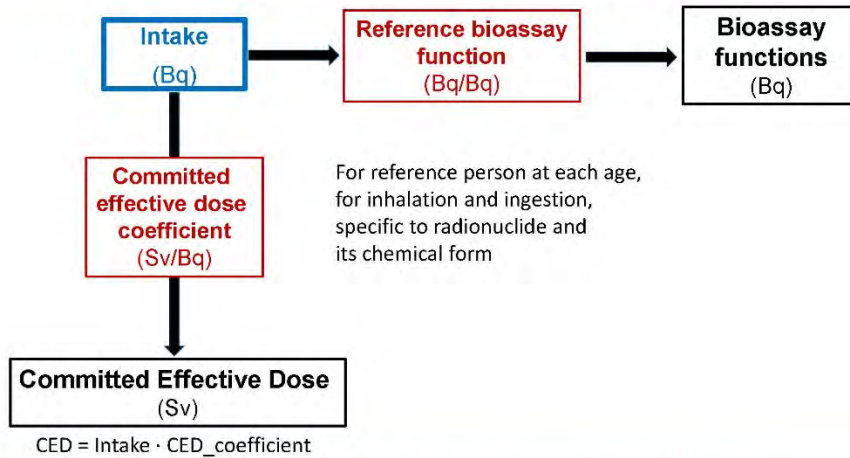
7 ICRP-EIR dose coefficients for intakes of radionuclides by members of the public: what's new?

Simplified procedure: from intake to dose and bioassay



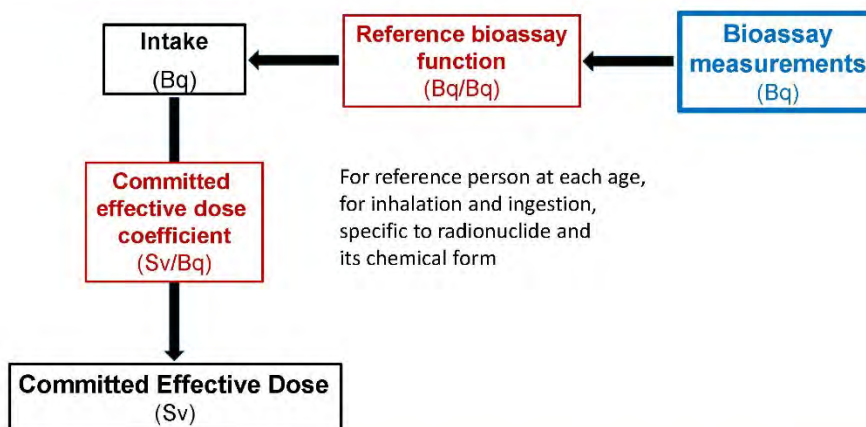
8 ICRP-EIR dose coefficients for intakes of radionuclides by members of the public: what's new?

Simplified procedure: from intake to dose and bioassay



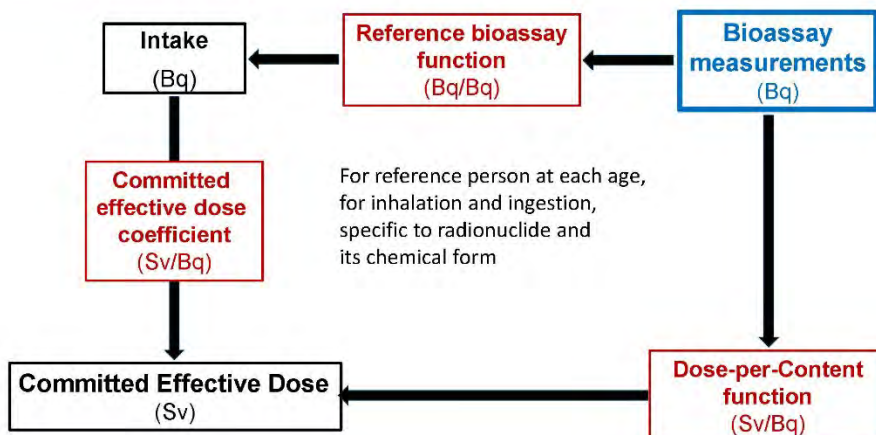
9 ICRP-EIR dose coefficients for intakes of radionuclides by members of the public: what's new?

Simplified procedure: from bioassay activity to dose



10 ICRP-EIR dose coefficients for intakes of radionuclides by members of the public: what's new?

Simplified procedure: from bioassay activity to dose



11 ICRP-EIR dose coefficients for intakes of radionuclides by members of the public: what's new?

Occupational Intakes of Radionuclides (for workers)

OIR series of publication in five parts for **exposures to the worker**:
ICRP Publications 130 (2015), 134, 137, 141, 151 (2022)

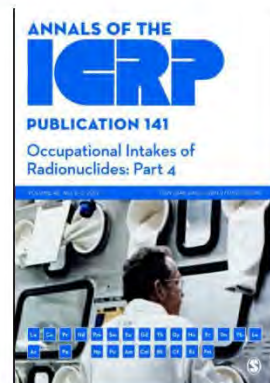
- Coefficients and bioassay functions for about 1200 isotopes
- Part 1: Revision of the Human Respiratory Tract Model
- Parts 2-5: Revision of adult systemic models for most elements

• Electronic Data Viewer.

A comprehensive set of data for inhalation, ingestion, and direct input to blood

- committed effective and equivalent dose coefficients,
- committed effective dose-per-content functions, and
- reference bioassay functions.

(downloadable from ICRP website at [https://www.icrp.org/publication.asp?id=ICRP Publication 151](https://www.icrp.org/publication.asp?id=ICRP%20Publication%20151))



12 ICRP-EIR dose coefficients for intakes of radionuclides by members of the public: what's new?

Environmental Intakes of Radionuclides (for members of the public)

Replace ICRP 56 series and ICRP 119

- For members of the public: Infant (3months), 1y, 5y, 10y, 15y, Adult
- Data for **ingestion** and **inhalation** (for particle size from 0.001 μm to 20 μm)
- Biokinetic models adapted from those for workers (OIR)
- Chemical forms from workplaces plus organic forms
- Dose coefficients for about 1,200 isotopes
- No reference bioassay functions \rightarrow TG 112 (Emergency Dosimetry)
- **Electronic Data Viewer** to download from ICRP website

13 ICRP-EIR dose coefficients for intakes of radionuclides by members of the public: what's new?

Environmental Intakes of Radionuclides Schedule

- **Part 1** (29 elements). **In Press.**
Hydrogen, Carbon, Phosphorus, Sulphur, Calcium, Iron, Cobalt, Nickel, Zinc, Selenium, Strontium, Yttrium, Zirconium, Niobium, Molybdenum, Technetium, Ruthenium, Silver, Antimony, Tellurium, Iodine, Caesium, Barium, Iridium, Lead, Bismuth, Polonium, Radon, and Radium.
- **Part 2** (actinides and lanthanides). Public consultation closed. Publication expected 2025.
- **Part 3** (every other elements). Final draft. Publication expected 2026.
- **Part 4** Doses to infants from ingestion of radionuclides in mothers' milk. 2027
- **Part 5** Doses to the embryo and fetus. 2028

14 ICRP-EIR dose coefficients for intakes of radionuclides by members of the public: what's new?

Differences between old and new dose coefficients

Differences depend on a combination of many factors:

Biokinetics:

- Improvements to respiratory, alimentary, and systemic biokinetic models
- Independent biokinetics for members of a decay chain

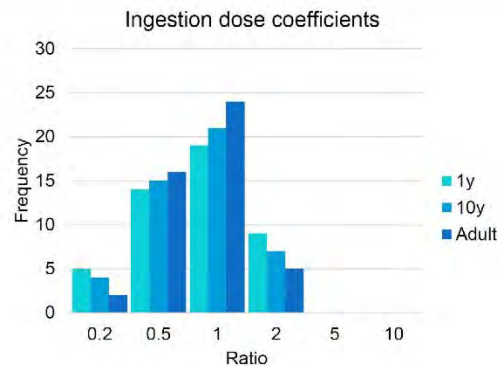
Dosimetrics:

- (Equivalent) Sievert per disintegration
 - Use of whole-body, non-hermaphrodite voxel phantoms
 - Improved energy-absorption models for charged particles in the alimentary tract and the skeleton.
 - Inclusion of whole-body blood as a source region
- Revised tissue weighting factors

ICRP Task Group 95 Webinar , 6 December 2023, <https://www.icrp.org/page.asp?id=655>
Presenting Report on Production of Dose Coefficients For the Assessment of Internal Exposure of Workers and Members of the Public.

15 ICRP-EIR dose coefficients for intakes of radionuclides by members of the public: what's new?

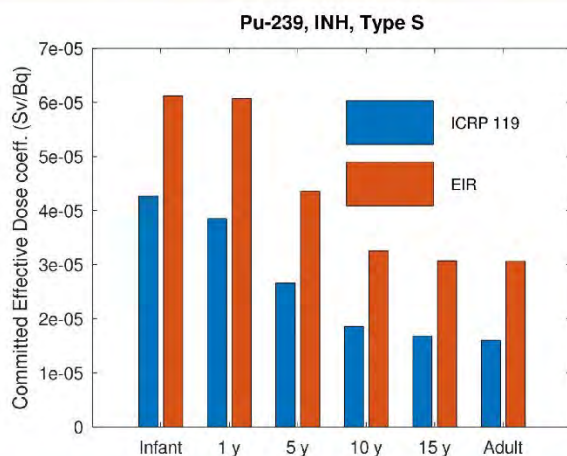
Ingestion: range of dose coefficient ratios (new/old)



T. Smith, ICRP Task Group 95 webinar, Examples of new dose coefficients and differences with previous recommendations

16 ICRP-EIR dose coefficients for intakes of radionuclides by members of the public: what's new?

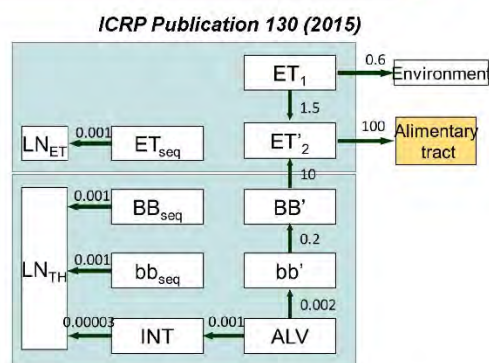
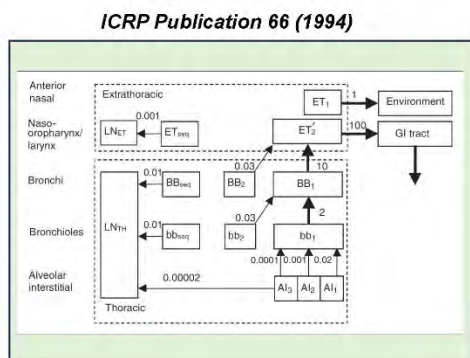
Pu-239, Inhalation Type S Committed Effective Dose Coefficient (Sv/Bq)



Age group	CED: EIR/ICRP_119
Infant	1.43
1 y	1.58
5 y	1.64
10 y	1.75
15 y	1.83
Adult	1.91

17 ICRP-EIR dose coefficients for intakes of radionuclides by members of the public: what's new?

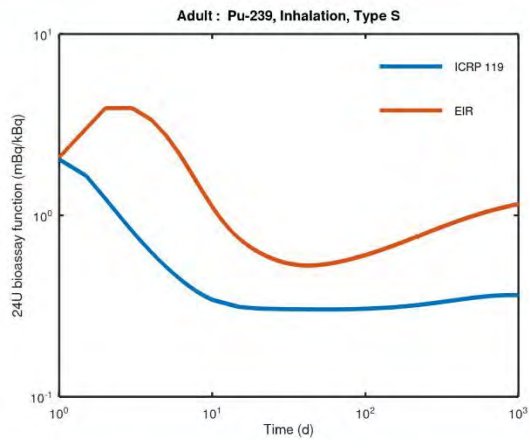
Human Respiratory Tract Model: changes in particle transport



Alveolar-interstitial region: Lung doses 50–100% higher for insoluble materials of long-lived α -emitters

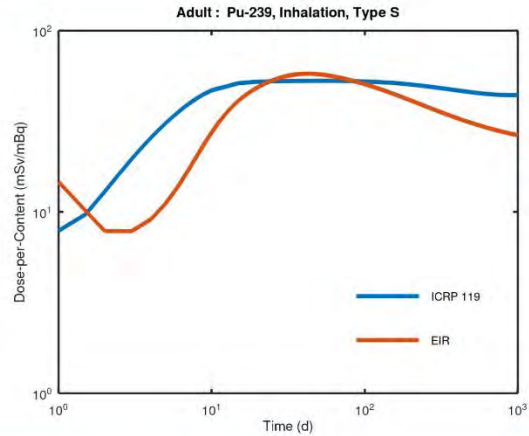
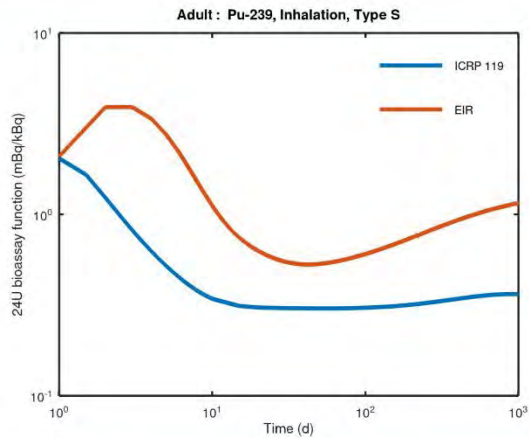
18 ICRP-EIR dose coefficients for intakes of radionuclides by members of the public: what's new?

Pu-239, Inhalation Type S, Adult Dose-per-Content in Urine (mSv per mBq/d)



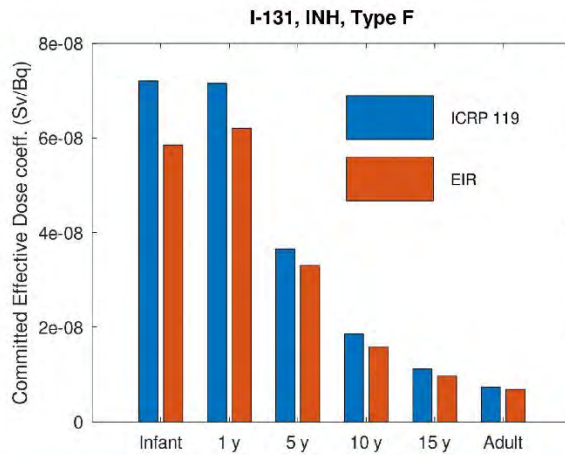
19 ICRP-EIR dose coefficients for intakes of radionuclides by members of the public: what's new?

Pu-239, Inhalation Type S, Adult Dose-per-Content in Urine (mSv per mBq/d)



20 ICRP-EIR dose coefficients for intakes of radionuclides by members of the public: what's new?

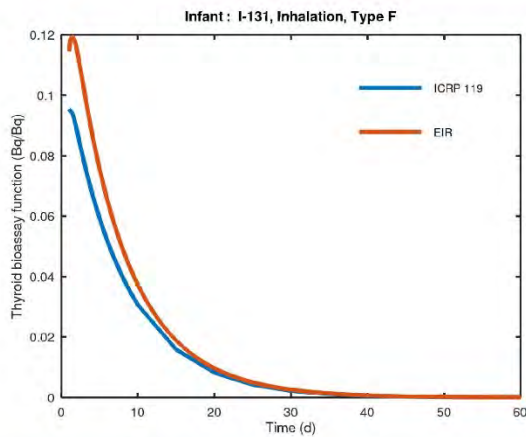
I-131, Inhalation Type F Committed Effective Dose Coefficient (Sv/Bq)



Age group	CED: EIR/ICRP_119
Infant	0.81
1 y	0.87
5 y	0.91
10 y	0.85
15 y	0.87
Adult	0.93

21 ICRP-EIR dose coefficients for intakes of radionuclides by members of the public: what's new?

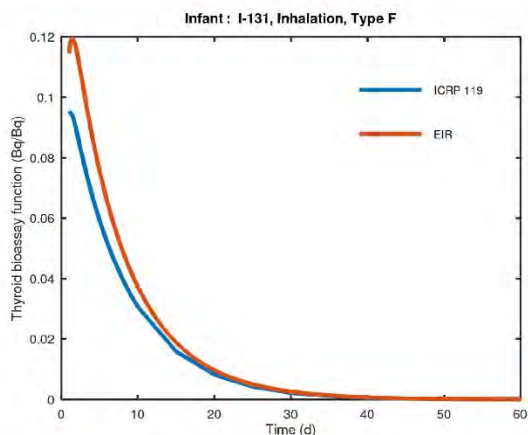
I-131, Inhalation Type F, Infant Activity in thyroid (Bq/Bq)



Why is the new CED for the infant lower by a factor 0.81 when the number of disintegrations is higher by 1.25?

22 ICRP-EIR dose coefficients for intakes of radionuclides by members of the public: what's new?

I-131, Inhalation Type F, Infant Activity in thyroid (Bq/Bq)



Why is the new CED for the infant lower by a factor 0.81 when the number of disintegrations is higher by 1.25?

Changes in biokinetic model:

- 1) Increase by a factor 1.25 of Number of disintegrations in thyroid

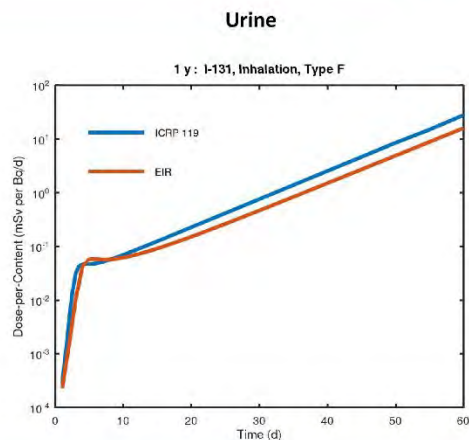
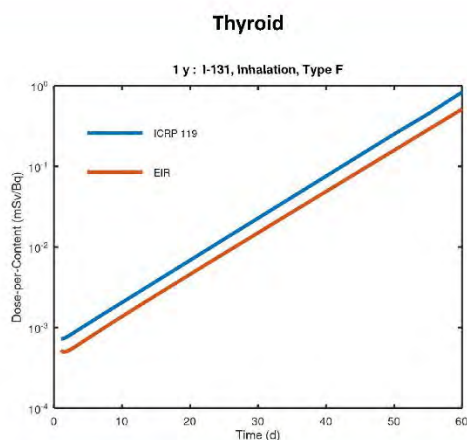
Changes in dosimetric model:

- 2) Decrease by a factor 0.79 of Sv-eq per disintegration (Thyroid → Thyroid)
- 3) Decrease by a factor 0.8 of thyroid tissue weighting factor w_T (0.04:0.05)

Estimate of ratio for Effective dose coefficients:
 $1.25 \cdot 0.79 \cdot 0.8 = 0.79$

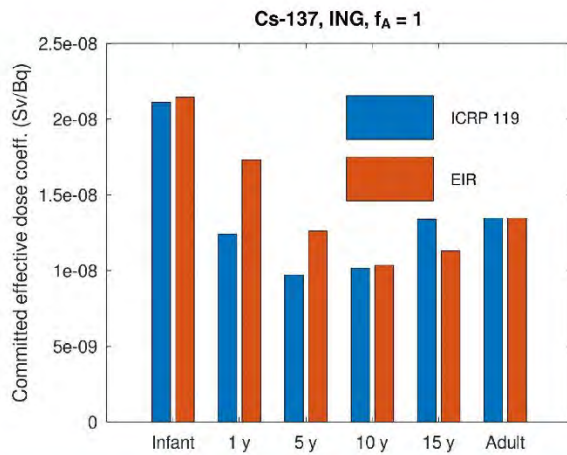
23 ICRP-EIR dose coefficients for intakes of radionuclides by members of the public: what's new?

I-131, Inhalation Type F, 1y child Dose-per-Content in Thyroid (mSv per Bq), Urine (mSv per Bq/d)



24 ICRP-EIR dose coefficients for intakes of radionuclides by members of the public: what's new?

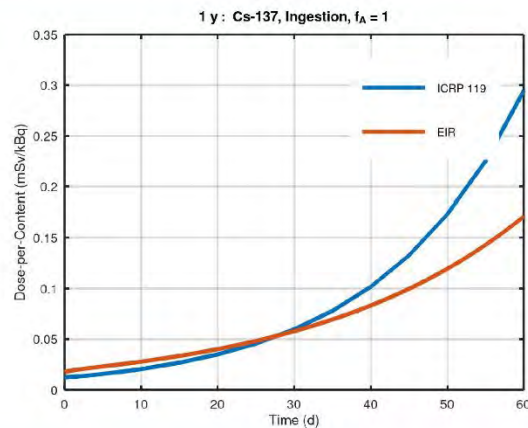
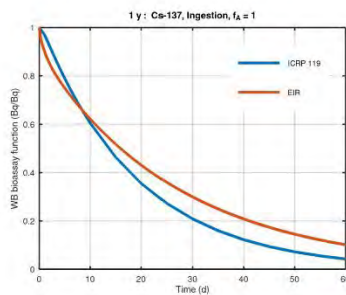
Cs-137, Ingestion $f_A=1$ Committed Effective Dose (Sv/Bq)



Age group	CED: EIR/ICRP_119
Infant	1.02
1 y	1.39
5 y	1.30
10 y	1.02
15 y	0.84
Adult	1.00

25 ICRP-EIR dose coefficients for intakes of radionuclides by members of the public: what's new?

Cs-137, Ingestion $f_A=1$ Dose-per-Content in Whole Body (mSv per kBq)



26 ICRP-EIR dose coefficients for intakes of radionuclides by members of the public: what's new?

Conclusions

Differences between old and new in dose coefficients may depend on a combination of many factors, both biokinetic and dosimetric factors.

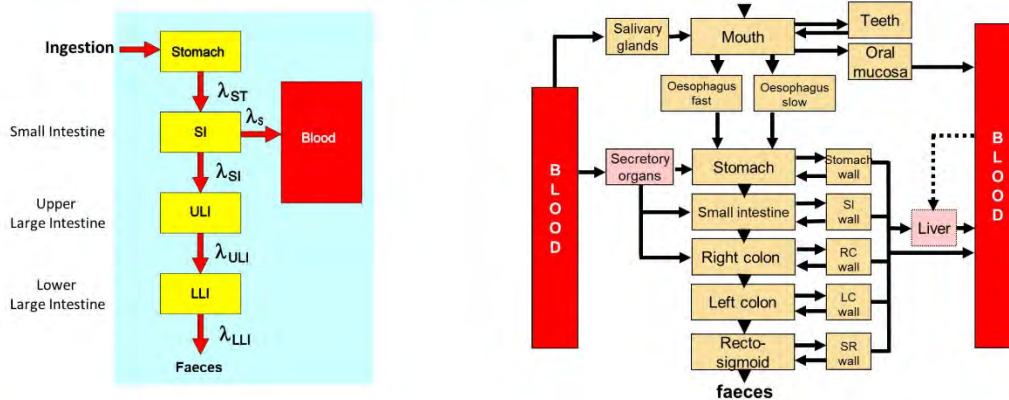
The number of factors and trend (up/down) of each factor depends on the nuclide, route of entry (inhalation/ingestion), chemical form, age of the subject.

Not always straightforward and simple to see how and why.

A paper will be produced by Task Group 95 in 2025, explaining the major differences and their origins.

27 ICRP-EIR dose coefficients for intakes of radionuclides by members of the public: what's new?

Human Alimentary Tract Model



28 ICRP-EIR dose coefficients for intakes of radionuclides by members of the public: what's new?

Human Respiratory Tract Model: changes in particle transport

- **Alveolar-interstitial region**
Lung doses 50–100% higher for insoluble materials of long-lived α -emitters
- **Bronchial and bronchiolar region**
decreased lung dose for moderately soluble α -emitters with $T_{1/2} > \text{weeks}$
- **ET region**
increased dose for soluble materials

29 ICRP-EIR dose coefficients for intakes of radionuclides by members of the public: what's new?

Human Respiratory Tract Model: changes in absorption to blood

Absorption Type		ICRP Publication 66			ICRP Publication 130		
		F (fast)	M (moderate)	S (slow)	F (fast)	M (moderate)	S (slow)
Fraction dissolved rapidly	f_r	1	0.1	0.001	1	0.2	0.01
Rapid dissolution rate (d^{-1})	S_r	100	100	100	30	3	3
Slow dissolution rate (d^{-1})	S_s	-	0.005	0.0001	-	0.005	0.0001

Changes of f_r and s_r to types M and S

Bound state for Pb

30 ICRP-EIR dose coefficients for intakes of radionuclides by members of the public: what's new?

Le attività in radioprotezione delle organizzazioni internazionali, con focus sul gruppo di esperti dell'art. 31 del trattato EURATOM e sull'UNSCEAR

Francesco Bochicchio – *Istituto Superiore Sanità*



CONVEGNO NAZIONALE AIRP DI RADIOPROTEZIONE
La radioprotezione della popolazione: esposizioni pianificate ed esistenti in un'ottica di sostenibilità
Lucca, 25-27 settembre 2024

Le attività in radioprotezione delle organizzazioni internazionali, con focus sul gruppo di esperti dell'art. 31 del trattato EURATOM e sull'UNSCEAR
Francesco Bochicchio

ISTITUTO SUPERIORE DI SANITÀ
**CENTRO NAZIONALE
PROTEZIONE DALLE RADIAZIONI
E FISICA COMPUTAZIONALE**

Convegno nazionale AIRP
Lucca, 25-27 settembre 2024

F. Bochicchio – *Le attività in radioprotezione delle organizzazioni internazionali, con focus sul gruppo di esperti dell'art. 31 del trattato EURATOM e sull'UNSCEAR.*

**NATIONAL CENTRE
RADIATION PROTECTION
AND COMPUTATIONAL PHYSICS**

Contenuti di questa presentazione

1. Ruolo delle organizzazioni internazionali (europee e non) che si occupano di protezione dalle radiazioni ionizzanti (e contributo dell'Italia)
2. Alcune loro attività recenti (soprattutto di UNSCEAR ed European Commission)
3. Alcuni contenuti di particolare interesse relativi ad un argomento molto dibattuto (effetti e rischi a basse dosi) e a convincimenti diffusi, ma non aggiornati

2



Convegno nazionale AIRP
Lucca, 25-27 settembre 2024

F. Bochicchio – Le attività in radioprotezione delle organizzazioni internazionali, con focus sul gruppo di esperti dell'art. 31 del trattato EURATOM e sull'UNSCEAR.



NATIONAL CENTRE
RADIATION PROTECTION
AND COMPUTATIONAL PHYSICS

Contenuti di questa presentazione

1. Ruolo delle organizzazioni internazionali (europee e non) che si occupano di protezione dalle radiazioni ionizzanti (e contributo dell'Italia)
2. Alcune loro attività recenti (soprattutto di UNSCEAR ed European Commission)
3. Alcuni contenuti di particolare interesse relativi ad un argomento molto dibattuto (effetti e rischi a basse dosi) e a convincimenti diffusi, ma non aggiornati

3



Convegno nazionale AIRP
Lucca, 25-27 settembre 2024

F. Bochicchio – Le attività in radioprotezione delle organizzazioni internazionali, con focus sul gruppo di esperti dell'art. 31 del trattato EURATOM e sull'UNSCEAR.



NATIONAL CENTRE
RADIATION PROTECTION
AND COMPUTATIONAL PHYSICS

Le organizzazioni internazionali che si occupano di protezione dalle radiazioni (ion.)

Organizzazioni internazionali (non solo europee)

- UNSCEAR
- ICRP
- IAEA
- WHO
- Altre (FAO, ILO, IRPA, NEA, PAHO, UNEP, ...)

Organizzazioni internazionali europee

- European Commission
- HERCA
- Altre (ALARA, EURADOS, piattaforme ricerca (Melodi...), ERA, ENA, ...)

4



Convegno nazionale AIRP
Lucca, 25-27 settembre 2024

F. Bochicchio – Le attività in radioprotezione delle organizzazioni internazionali, con focus sul gruppo di esperti dell'art. 31 del trattato EURATOM e sull'UNSCEAR.



NATIONAL CENTRE
RADIATION PROTECTION
AND COMPUTATIONAL PHYSICS

Ruolo delle organizzazioni internazionali sulle normative di protezione dalle radiazioni

1. **UNSCEAR:** valutazioni scientifiche (dosi da varie esposizioni a r.i. e dei rischi per la salute)
2. **ICRP:** elaborazione raccomandazioni di base (es. ICRP-103) (+ raccomandazioni specifiche, valutazione dei rischi e documenti tecnici)
3. **IAEA:** elaborazione degli International Basic Safety Standards (in coll. con altre 7 org. int.: EC, FAO, ILO, NEA, PAHO, UNEP, WHO) sulla base delle raccomandazioni ICRP (+ standards più specifici)
3. **EC:** elaborazione degli European Basic Safety Standards (le direttive EURATOM, es. 2013/59/Euratom), sulla base delle raccomandazioni ICRP, (+altri regolamenti, direttive, raccomandazioni)
4. **HERCA:** collaborazione tra le autorità competenti per trovare soluzioni pratiche per l'implementazione delle normative europee

5



Convegno nazionale AIRP
Lucca, 25-27 settembre 2024

F. Bochicchio – Le attività in radioprotezione delle organizzazioni internazionali, con focus sul gruppo di esperti dell'art. 31 del trattato EURATOM e sull'UNSCEAR.



NATIONAL CENTRE
RADIATION PROTECTION
AND COMPUTATIONAL PHYSICS

Commissione Europea e GoE31

- **Trattato Euratom** (or. Trattato sulla Comunità europea dell'energia atomica, nel 1957, insieme al trattato CEE)
- Attualmente la struttura della EC che si occupa di radioprotezione **Unit D3 Radiation Protection and Nuclear Safety**, della **DG Energy**
 - https://energy.ec.europa.eu/topics/nuclear-energy/radiation-protection_en
- **Gruppo esperti in radioprotezione previsto dall'Art.31** del Trattato Euratom (GoE31), quale **supporto scientifico alla EC**
 - https://energy.ec.europa.eu/topics/nuclear-energy/radiation-protection/scientific-seminars-and-publications/group-experts_en
 - Ruolo: **supporto scientifico alla EC (ma indipendente)** supporto della EC (ma indipendente)
 - Composizione: 47 esperti, 1 o 2 per ogni MS
 - Durata: mandati di 5 anni (corrente: 2020-2025)
 - Riunioni: 2 plenarie/anno) + riunioni dei Working Parties stabili (WP)
 - WP RIHSS (**seminari scientifici**), WP MED, WP NAT (building materials)
 - WG transitori (es. eWG su implementazione dei nuovi ICRP dose coeff. x Rn)

6



Trattato Euratom

CAPO 3

Protezione sanitaria

Articolo 30

Sono istituite nella Comunità norme fondamentali relative alla protezione sanitaria della popolazione e dei lavoratori contro i pericoli derivanti dalle radiazioni ionizzanti.

Per norme fondamentali s'intendono:

Articolo 31

- le norme fondamentali vengono elaborate dalla Commissione, previo parere di un gruppo di personalità designate dal comitato scientifico e tecnico tra gli esperti scientifici degli Stati membri, particolarmente tra quelli versati in materia di sanità pubblica. La Commissione domanda il parere del Comitato economico e sociale sulle norme fondamentali così elaborate.
- le norme fondamentali vengono elaborate dal Parlamento europeo, previo parere di un gruppo di personalità designate dal comitato scientifico e tecnico tra gli esperti scientifici degli Stati membri, particolarmente tra quelli versati in materia di sanità pubblica. La Commissione domanda il parere del Comitato economico e sociale sulle norme fondamentali così elaborate.
- le norme fondamentali vengono elaborate dal Consiglio, previo parere di un gruppo di personalità designate dal comitato scientifico e tecnico tra gli esperti scientifici degli Stati membri, particolarmente tra quelli versati in materia di sanità pubblica. La Commissione domanda il parere del Comitato economico e sociale sulle norme fondamentali così elaborate.

Dopo consultazione del Parlamento europeo, il Consiglio, deliberando a maggioranza qualificata su proposta della Commissione che gli trasmette i pareri dei comitati da essa raccolti, stabilisce le norme fondamentali.

7



EC – Ultimo atto normativo

- *Commission recommendation (Euratom) 2024/440 of 2 February 2024 on the use of dose coefficients for the estimation of the effective dose and equivalent dose for the purposes of Council Directive 2013/59/Euratom*
- “..Member States should use the ICRP Publications on Occupational Intakes of Radionuclides: Part 1-5 (ICRP Publications 130, 134, 137, 141 and 151), and all the dose coefficients therein, in the estimation of the effective dose and equivalent dose from internal exposure for the purposes of Directive 2013/59/Euratom.”
 - NB: l'Italia non ha ancora adottato tutti i DC

8



Convegno nazionale AIRP
Lucca, 25-27 settembre 2024

F. Boicchio – Le attività in radioprotezione delle organizzazioni internazionali, con focus sul gruppo di esperti dell'art. 31 del trattato EURATOM e sull'UNSCEAR.



NATIONAL CENTRE
RADIATION PROTECTION
AND COMPUTATIONAL PHYSICS

EC - Alcune attività in corso

- Discussion, within the Euratom Treaty Art.31 Group of Experts, on practical implementation issues of Rn DC:
 - Electronic Working Group on practical implementation of Radon Dose Coefficients for workers (eWG RnDC)
 - Mandate: reflect on issues and challenges encountered at national level in the practical implementation of the new ICRP radon dose coefficients for workers and to prepare a topical session to better understand these issues for the Nov. 2024 plenary meeting.
 - No further discussion on DC values, but only on implementation
 - Survey among UE Member States on the (to be) adopted DC, the implementing difficulties and solutions adopted (if any)

9



Convegno nazionale AIRP
Lucca, 25-27 settembre 2024

F. Boicchio – Le attività in radioprotezione delle organizzazioni internazionali, con focus sul gruppo di esperti dell'art. 31 del trattato EURATOM e sull'UNSCEAR.



NATIONAL CENTRE
RADIATION PROTECTION
AND COMPUTATIONAL PHYSICS

UNSCEAR (United Nations Scientific Committee on Atomic Radiation Effects)

(www.unscear.org)

- Istituito nel 1955 (in relazione ai test nucleari in atmosfera)
- 31 Paesi Membri (no Italia)
- Report scientifici basati su analisi della letteratura
- **Contributi dell'ISS e dell'Italia**
 - NCP (National Contact Person x raccolta dati nazionali su esposizioni e dosi)
 - **Report on doses from public exposure** (coord. GdL su Rn indoors e altro)
 - **Richiesta di membership per l'Italia** (di prossima sottomissione)

10



Convegno nazionale AIRP
Lucca, 25-27 settembre 2024

F. Bochicchio – Le attività in radioprotezione delle organizzazioni internazionali, con focus sul gruppo di esperti dell'art. 31 del trattato EURATOM e sull'UNSCEAR.







NATIONAL CENTRE
RADIATION PROTECTION
AND COMPUTATIONAL PHYSICS

UNSCEAR – Ultime pubblicazioni

Report 2020/2021 (feb-ago 2022)

Vol. I: Esposizioni mediche, Vol. II: Fukushima, Vol. III: radiobiologia e basse dosi, Vol. IV: esposizioni occupazionali

LATEST PUBLICATIONS

 <p>UNSCEAR 2020/2021 Report Volume IV 10 AUGUST 2022 The UNSCEAR 2020/2021 Report Volume IV is comprised of one scientific annex. Annex D: Evaluation of occupational exposure to ionizing radiation</p>	 <p>UNSCEAR 2020/2021 Report Volume I 4 MAY 2022 The UNSCEAR 2020/2021 Report Volume I is comprised of the main text of the 2021 report to the General Assembly (A/76/46) and one scientific annex. Annex A: Evaluation of medical exposure to ionizing radiation</p>	 <p>UNSCEAR 2020/2021 Report Volume II 11 FEBRUARY 2022 The UNSCEAR 2020/2021 Report Volume II is comprised of one scientific annex, available in English and Japanese language. Annex B: Levels and effects of radiation exposure due to the accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station: implications of information published since the UNSCEAR 2013 Report</p>	 <p>UNSCEAR 2020/2021 Report Volume III 18 FEBRUARY 2022 The UNSCEAR 2020/2021 Report Volume III is comprised of one scientific annex. Annex C: Biological mechanisms relevant for the inference of cancer risks from low-dose and low-dose-rate radiation</p>
---	---	--	---

11



Convegno nazionale AIRP
Lucca, 25-27 settembre 2024

F. Bochicchio – Le attività in radioprotezione delle organizzazioni internazionali, con focus sul gruppo di esperti dell'art. 31 del trattato EURATOM e sull'UNSCEAR.



NATIONAL CENTRE
RADIATION PROTECTION
AND COMPUTATIONAL PHYSICS

UNSCEAR – Attività in corso

UNSCEAR's Global survey of Radiation Exposure: Public Exposure (inizio 2020, pubblicazione prevista nel 2025)



The screenshot shows the website for the UNSCEAR Global Survey of Radiation Exposure. The header includes the United Nations logo and the text "United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation survey.unscear.org". The main content area is titled "UNSCEAR's Global Survey of Radiation Exposure" and contains the following text:

The United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation (UNSCEAR), established by the United Nations General Assembly in 1955 to assess and report levels and effects of all sources of ionizing radiation conducts regular surveys of radiation exposures worldwide.

The UNSCEAR online platform is to support governments and international organizations to provide national and regional data on radiation exposure of the public, workers and patients.

National Contact Persons (NCPs) are invited to register here to be able to access the protected area before they can download the questionnaire for official data submission. Additional national experts can be registered to support the NCPs. All contributions will be acknowledged by UNSCEAR in the relevant report to the UN General Assembly.

UNSCEAR is grateful to the (World Health Organization) for establishing arrangements for cooperation which resulted in developing a common medical radiation questionnaire for the survey and to the (European Commission) for permitting the use of the outcomes of the (DoseDataMed II project). Further, UNSCEAR thanks the (International Atomic Energy Agency) and the (International Labour Organization) for the cooperation on the public and occupational radiation exposure surveys, respectively.

Please read further instructions, background information and help if you are interested in using this platform.

start.br - Last modified: 2020/05/27 13:37 by Shannon

© UNSCEAR 2012 - 2016 - All Rights Reserved

12



Convegno nazionale AIRP
Lucca, 25-27 settembre 2024

F. Boicchio – Le attività in radioprotezione delle organizzazioni internazionali, con focus sul gruppo di esperti dell'art. 31 del trattato EURATOM e sull'UNSCEAR.



NATIONAL CENTRE
RADIATION PROTECTION
AND COMPUTATIONAL PHYSICS

UNSCEAR – Attività in corso e prossime

- Epidemiological studies of ionizing radiation and cancer (conclusione prevista nel 2025)
- Effects of ionizing radiation on the eye (scheduled to commence in 2025);
- Levels of radiation exposure to and effects on wildlife and ecosystems;
- Effects of ionizing radiation on the immune system.

13



Convegno nazionale AIRP
Lucca, 25-27 settembre 2024

F. Boicchio – Le attività in radioprotezione delle organizzazioni internazionali, con focus sul gruppo di esperti dell'art. 31 del trattato EURATOM e sull'UNSCEAR.



NATIONAL CENTRE
RADIATION PROTECTION
AND COMPUTATIONAL PHYSICS

WHO (World Health Organization)

(www.who.int)

- **Struttura dedicata: Radiation and Health**
<https://www.who.int/teams/environment-climate-change-and-health/radiation-and-health>
- **Varie attività su R.I. ma anche su R.N.I. (United Nations Scientific Committee on Atomic Radiation Effects)**
 - Es. Radon Database (nell'ambito del WHO Global Health Observatory)
 - pubblicato nel 2021 e in corso di aggiornamento
 - <https://www.who.int/data/gho/data/themes/topics/topic-details/GHO/gho-phe-radon-database>
- **Contributo Italiano: WHO Collaborative Centre on Radiation and Health (ISS), dal 2017, con attività su:**
 - radon (agg. Rn database, agg. WHO Handbook dal 2025)
 - radioattività nelle acque (agg. Cap.9 delle WHO GDWQ, 2022)
 - preparazione e risposta alle emergenze (es. check list x ospedali)
 - esposizioni mediche (vers. Italiane di opuscoli vari)
 - NIR (Int. WHO project on NIR)

14



Convegno nazionale AIRP
Lucca, 25-27 settembre 2024

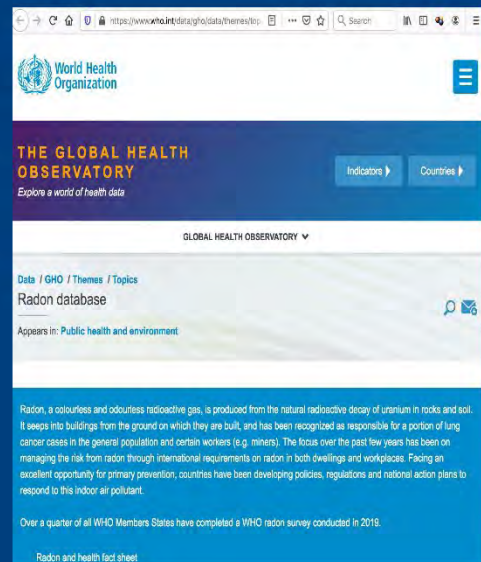
F. Bochicchio – Le attività in radioprotezione delle organizzazioni internazionali, con focus sul gruppo di esperti dell'art. 31 del trattato EURATOM e sull'UNSCEAR.



NATIONAL CENTRE
RADIATION PROTECTION
AND COMPUTATIONAL PHYSICS

WHO (World Health Organization)

- **Radon Database (nell'ambito del WHO Global Health Observatory)**
(pubblicato nel 2021)
(link: <https://www.who.int/data/gho/data/themes/topics/topic-details/GHO/gho-phe-radon-database>)
- Contiene informazioni (inviata dagli Stati Membri) su **normative e attività sul radon** (vedi prox. slides)



The screenshot shows the WHO Global Health Observatory website. The page title is "Radon database" and it is categorized under "Public health and environment". The text on the page describes radon as a colourless and odourless radioactive gas produced from the natural radioactive decay of uranium in rocks and soil. It mentions that radon seeps into buildings from the ground and is recognized as responsible for a portion of lung cancer cases. The page also notes that over a quarter of all WHO Member States have completed a WHO radon survey conducted in 2018. A link to the "Radon and health fact sheet" is provided at the bottom.

15



Convegno nazionale AIRP
Lucca, 25-27 settembre 2024

F. Bochicchio – Le attività in radioprotezione delle organizzazioni internazionali, con focus sul gruppo di esperti dell'art. 31 del trattato EURATOM e sull'UNSCEAR.



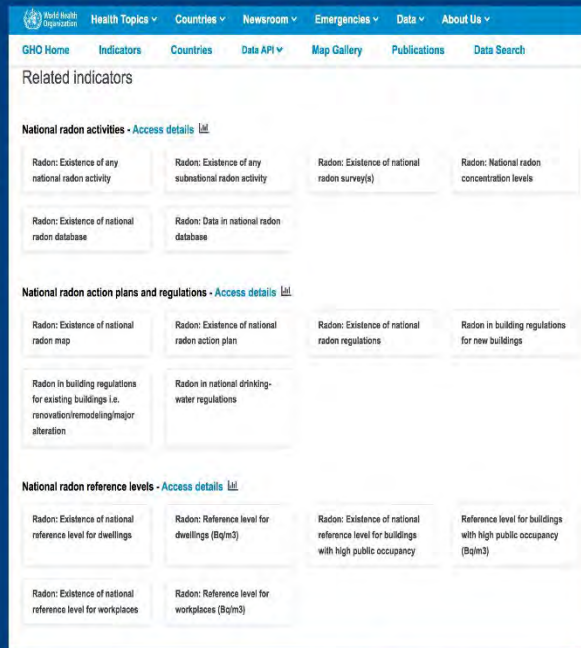
NATIONAL CENTRE
RADIATION PROTECTION
AND COMPUTATIONAL PHYSICS

WHO (World Health Organization)

• Radon Database (2)

(link:
<https://www.who.int/data/gho/data/themes/topics/topic-details/GHO/gho-phe-radon-database>)

- Contiene informazioni (inviate dagli Stati Membri) su:
 - ✓ National radon activities
 - ✓ National radon action plans and regulations
 - ✓ National radon reference levels



The screenshot shows the WHO Radon Database (2) page. It features a navigation bar with 'Health Topics', 'Countries', 'Newsroom', 'Emergencies', 'Data', and 'About Us'. Below the navigation bar, there are tabs for 'GHO Home', 'Indicators', 'Countries', 'Data API', 'Map Gallery', 'Publications', and 'Data Search'. The main content area is titled 'Related indicators' and is divided into three sections: 'National radon activities', 'National radon action plans and regulations', and 'National radon reference levels'. Each section contains a grid of indicator cards with titles and brief descriptions.



Convegno nazionale AIRP
Lucca, 25-27 settembre 2024

F. Bochicchio – Le attività in radioprotezione delle organizzazioni internazionali, con focus sul gruppo di esperti dell'art. 31 del trattato EURATOM e sull'UNSCEAR.



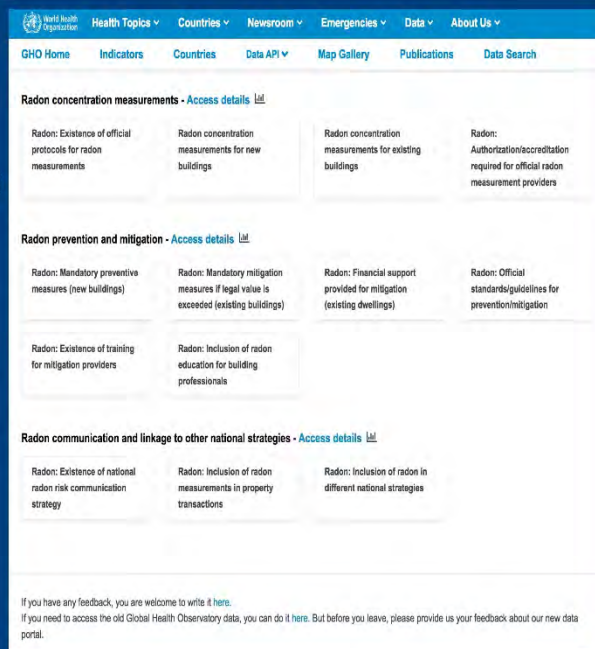
NATIONAL CENTRE
RADIATION PROTECTION
AND COMPUTATIONAL PHYSICS

WHO (World Health Organization)

• Radon Database (3)

(link:
<https://www.who.int/data/gho/data/themes/topics/topic-details/GHO/gho-phe-radon-database>)

- Contiene informazioni (inviate dagli Stati Membri) su:
 - ✓ Radon concentration measurements
 - ✓ Radon prevention and mitigations
 - ✓ Radon communication and linkage to other national programs



The screenshot shows the WHO Radon Database (3) page. It features a navigation bar with 'Health Topics', 'Countries', 'Newsroom', 'Emergencies', 'Data', and 'About Us'. Below the navigation bar, there are tabs for 'GHO Home', 'Indicators', 'Countries', 'Data API', 'Map Gallery', 'Publications', and 'Data Search'. The main content area is titled 'Related indicators' and is divided into three sections: 'Radon concentration measurements', 'Radon prevention and mitigation', and 'Radon communication and linkage to other national strategies'. Each section contains a grid of indicator cards with titles and brief descriptions.



Convegno nazionale AIRP
Lucca, 25-27 settembre 2024

F. Bochicchio – Le attività in radioprotezione delle organizzazioni internazionali, con focus sul gruppo di esperti dell'art. 31 del trattato EURATOM e sull'UNSCEAR.



NATIONAL CENTRE
RADIATION PROTECTION
AND COMPUTATIONAL PHYSICS

WHO (World Health Organization)

- **Radon Database (4)**

(link:
<https://www.who.int/data/gho/data/themes/topics/topic-details/GHO/gho-phe-radon-database>)

- Visualizza le informazioni tramite tabelle e mappe
- ✓ Esempio: La mappa mostra i Paesi per i quali la misura della concentrazione di radon nelle nuove abitazioni è obbligatoria (blu), volontaria (celeste), mista (azzurro)



Convegno nazionale AIRP
Lucca, 25-27 settembre 2024

F. Bochicchio – Le attività in radioprotezione delle organizzazioni internazionali, con focus sul gruppo di esperti dell'art. 31 del trattato EURATOM e sull'UNSCEAR.



INTERNATIONAL CENTRE
RADIATION PROTECTION
AND COMPUTATIONAL PHYSICS

HERCA (Heads of the European Radiological Protection Competent Authorities)

(www.herca.org)

- 32 Paesi Europei
- 56 autorità competenti
- Board of the Heads
- 6 WG
 - Natural Radiation Sources
 - Medical Applications
 - Education and training
 - Emergency Preparedness and Response
 - Research and Industrial Sources and Practices
 - Veterinary Applications
- **Attività recenti:**
 - HERCA workshop on EU-BSS Directive implementation, Madrid, 20-22 maggio 2024 (1 presentazione di italiani)



Convegno nazionale AIRP
Lucca, 25-27 settembre 2024

F. Bochicchio – Le attività in radioprotezione delle organizzazioni internazionali, con focus sul gruppo di esperti dell'art. 31 del trattato EURATOM e sull'UNSCEAR.



INTERNATIONAL CENTRE
RADIATION PROTECTION
AND COMPUTATIONAL PHYSICS

19

Contenuti di questa presentazione

1. Ruolo delle organizzazioni internazionali (europee e non) che si occupano di protezione dalle radiazioni ionizzanti (e contributo dell'Italia)
2. Alcune loro attività recenti (soprattutto di UNSCEAR ed European Commission)
3. Alcuni contenuti di particolare interesse relativi ad un argomento molto dibattuto (effetti e rischi a basse dosi) e a convincimenti diffusi, ma non aggiornati

20



Convegno nazionale AIRP
Lucca, 25-27 settembre 2024

F. Bochicchio – Le attività in radioprotezione delle organizzazioni internazionali, con focus sul gruppo di esperti dell'art. 31 del trattato EURATOM e sull'UNSCEAR.

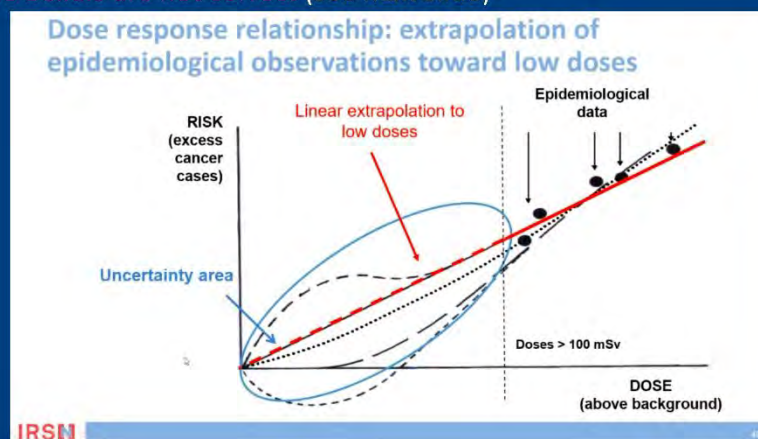


NATIONAL CENTRE
RADIATION PROTECTION
AND COMPUTATIONAL PHYSICS

Can epidemiological studies give cancer risk results for doses below 100 mSv?

It is still believed that: i) epidemiological studies cannot be conducted for doses <100 mSv; ii) all extrapolation models can be applied and have the same probability to be correct.

Both these beliefs are not correct (see next slide)



(from D.Laurier, 2023)

21



Convegno nazionale AIRP
Lucca, 25-27 settembre 2024

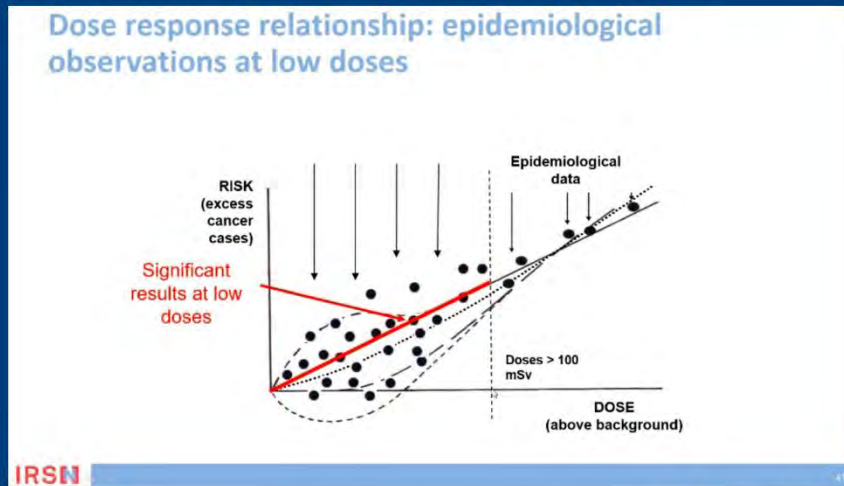
F. Bochicchio – Le attività in radioprotezione delle organizzazioni internazionali, con focus sul gruppo di esperti dell'art. 31 del trattato EURATOM e sull'UNSCEAR.



NATIONAL CENTRE
RADIATION PROTECTION
AND COMPUTATIONAL PHYSICS

Can epidemiological studies give cancer risk results for doses below 100 mSv? Are epidemiological studies compatible or not with the LNT model of cancer risk vs dose?

- i) Actually, several epi. studies in the last decade gave results for doses < 100 mSv.
- ii) The overall picture supports the LNT model more than others.



(from D.Laurier, 2023)

22



Convegno nazionale AIRP
Lucca, 25-27 settembre 2024

F. Bochicchio – Le attività in radioprotezione delle organizzazioni internazionali, con focus sul gruppo di esperti dell'art. 31 del trattato EURATOM e sull'UNSCEAR.



NATIONAL CENTRE
RADIATION PROTECTION
AND COMPUTATIONAL PHYSICS

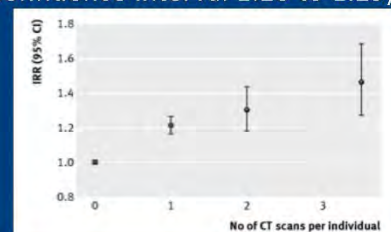
Studi su tumori in bambini e adolescenti sottoposti a TC

Methods

- Un particolare studio di coorte. **Data linkage** tra il database dell'Australian Medicare – contenente dati di esami diagnostici (incluso le TAC) per 11 milioni di persone di età 0-19y – e il registro nazionale dei tumori.
- 3150 cancers identified in 680 211 people exposed to a CT scan at least one year before any cancer diagnosis.

Results

- Overall cancer incidence was 24% greater for exposed than for unexposed people. Incidence rate ratio (IRR) 1.24 (95% confidence interval 1.20 to 1.29); $P < 0.001$).
- **A dose-response relation was observed:** the IRR increased by 0.16 (0.13 to 0.19) for each additional CT scan.
- The average dose for CT scans is **4.5 mSv**.



23



Convegno nazionale AIRP
Lucca, 25-27 settembre 2024

F. Bochicchio – Le attività in radioprotezione delle organizzazioni internazionali, con focus sul gruppo di esperti dell'art. 31 del trattato EURATOM e sull'UNSCEAR.



NATIONAL CENTRE
RADIATION PROTECTION
AND COMPUTATIONAL PHYSICS

Studi su tumori in bambini e adolescenti sottoposti a TC

Pooled analysis of cancer risk after childhood exposure



Thierry-Chef I et al. Radiat Res 2021
Bernier et al Int J Epidemiol 2019
Bosch de Basea M et al. J Radiol Prot 2015



- 9 national cohorts
- 1 million people exposed to CT-scan before age 22
- Dose reconstruction taking into account uncertainties

Brain cancer after radiation exposure from CT examinations of children and young adults: results from the EPI-CT cohort study

Michael Hauptmann, Graham Scahill, Michael Little, Maria Blomberg, Marina Galloway, Patricia Galbraith, Peter Dinkel, Thor Steingrimsdottir, Magnus Arason, Kristinn Einarsson, Valgerdur Gunnarsdottir, Marika Malmqvist, Carin Sandberg, Robert Thierry-Chef, Luciano Costa, Andrea Galloway, Kristinn Helgis, Margit Knorr, Josep Llorca, Carlo Maffei, Arvid Andersson, Richard Whittaker, Giovanni Di Fronzo, Gino Di Giorgio, Giovanni Lodi, Sarah Mawardi

- 658,752 individuals (4.5 M PY) [Hauptmann M et al. Lancet Oncol. 2023]
- Mean follow-up 7 years (max 30 yrs)
- 165 malignant brain tumors
- 73% with at least 1 head / neck CT
- Mean cumulative dose to the brain 47 mGy (76 mGy in patients with brain cancer)

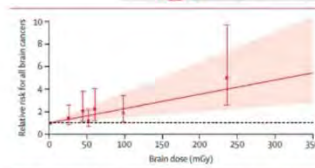


Figure: Relative risks for all brain cancers by cumulative brain dose (lagged by 5 years and with a 5-year exclusion period)

→ Significant increase of brain cancer risk for doses < 100 mGy

IRSN

23

(from D.Laurier, 2023)

24



Convegno nazionale AIRP
Lucca, 25-27 settembre 2024

F. Bochicchio — Le attività in radioprotezione delle organizzazioni internazionali, con focus sul gruppo di esperti dell'art. 31 del trattato EURATOM e sull'UNSCEAR.



NATIONAL CENTRE
RADIATION PROTECTION
AND COMPUTATIONAL PHYSICS

Studi epidemiologici su leucemie e tumori infantili per esposizioni a gamma indoors

Statistically significant excess risk for doses of few mSv

Kendall et al,
Leukemia, 2012

LEADING ARTICLE

A record-based case-control study of natural background radiation and the incidence of childhood leukaemia and other cancers in Great Britain during 1980-2006

GM Kendall¹, MP Little², R Wakeford³, KJ Bunch¹, JCH Miles^{4,5}, TJ Vincent¹, JR Mearns⁶ and MFG Murphy¹

We conducted a large record-based case-control study testing associations between childhood cancer and natural background radiation. Cases (27 447) born and diagnosed in Great Britain during 1980-2006 and matched cancer-free controls (36 793) were from the National Registry of Childhood Tumours. Radiation exposures were estimated for mother's residence at the child's birth from national databases, using the County District mean for gamma rays, and a predictive map based on domestic measurements grouped by geological boundaries for radon. There was 12% excess relative risk (ERR) (95% CI 3.22, two-sided $P=0.01$) of childhood leukaemia per millisievert of cumulative red bone marrow dose from gamma radiation; the analogous association for radon was not significant, ERR 3% (95% CI -4.11; $P=0.35$). Associations for other childhood cancers were not significant for either exposure. Excess risk was insensitive to adjustment for measures of socio-economic status. The statistically significant leukaemia risk reported in this reasonably powered study (power ~50%) is consistent with high-dose rate predictions. Substantial bias is unlikely, and we cannot identify mechanisms by which confounding might plausibly account for the association, which we regard as likely to be causal. The study supports the extrapolation of high-dose rate risk models to protracted exposures at natural background exposure levels.

Leukemia advance online publication, 6 July 2012; doi:10.1038/leu.2012.151

Keywords: cancer; childhood; radiation; radon; gamma rays

25



Convegno nazionale AIRP
Lucca, 25-27 settembre 2024

F. Bochicchio — Le attività in radioprotezione delle organizzazioni internazionali, con focus sul gruppo di esperti dell'art. 31 del trattato EURATOM e sull'UNSCEAR.



NATIONAL CENTRE
RADIATION PROTECTION
AND COMPUTATIONAL PHYSICS

References and links on low-dose epidemiology and LNT model

- IOMP-ICRP Webinar: *Are radiation risks below 100 mGy of real concern for radiological protection?* (20 April 2022)
Available online at <https://www.youtube.com/watch?v=IAbcnB5Satk>
Includes 3 presentations (and a discussion):
1 – Werner Rühm. *Review of recent results from the A-bomb survivors.*
2 – Dominique Laurier. *Review of Recent results from studies of low dose-rate exposures during adulthood.*
3 - Richard Wakeford. *Risk of Cancer Following Low-level Radiation Exposure In Utero or During Childhood.*
- Webinar: Dominique Laurier. *Epidemiological studies of low dose risks over the past decade: Lesson learned and challenges.* (4 May 2023)
Available online at <https://www.youtube.com/watch?v=swCIQGg1Ag>

Many references are reported in the slides presented in these webinars.

26



References and links on low-dose epidemiology and LNT model



27



UNSCEAR report on biological mechanisms relevant for low doses and LNT model

10 FEBRUARY 2022

UNSCEAR 2020/2021 Report Volume III

The **UNSCEAR 2020/2021 Report Volume III** is comprised of one scientific annex.

Annex C: [Biological mechanisms relevant for the inference of cancer risks from low-dose and low-dose-rate radiation](#)



28



Convegno nazionale AIRP
Lucca, 25-27 settembre 2024

F. Bochicchio – Le attività in radioprotezione delle organizzazioni internazionali, con focus sul gruppo di esperti dell'art. 31 del trattato EURATOM e sull'UNSCEAR.



NATIONAL CENTRE
RADIATION PROTECTION
AND COMPUTATIONAL PHYSICS

Conclusions of the UNSCEAR report on biological mechanisms relevant for low doses and LNT model (1)

- UNSCEAR (United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation), SOURCES, EFFECTS AND RISKS OF IONIZING RADIATION - UNSCEAR 2020/2021 Report, Volume III, SCIENTIFIC ANNEX C: *Biological mechanisms relevant for the inference of cancer risks from low-dose and low-dose-rate radiation.*

The UNSCEAR 2020/2021 Report contains a **systematic review** of relevant studies, with many references reported therein.

Some sentences from the Conclusions section:

- “The dose–response relationships for mutation (LOH) and micronuclei are linear in form in the low dose range down to at least 50 and 10 mGy low-LET radiation, respectively. Similarly, the dose-response for DNA damage response activation is **linear down to 10 mGy** low-LET radiation.”

29



Convegno nazionale AIRP
Lucca, 25-27 settembre 2024

F. Bochicchio – Le attività in radioprotezione delle organizzazioni internazionali, con focus sul gruppo di esperti dell'art. 31 del trattato EURATOM e sull'UNSCEAR.



NATIONAL CENTRE
RADIATION PROTECTION
AND COMPUTATIONAL PHYSICS

Conclusions of the UNSCEAR report on biological mechanisms relevant for low doses and LNT model (2)

Some sentences from the Conclusions of UNSCEAR 2020/2021 report (cont.):

- “An overall threshold for cancer induction is unlikely, and there is evidence that the known mechanisms operate at least down to 10 mGy.”
- “The mutational mechanism would imply a dose-risk relationship without a threshold.”
- “The implications of the studies on the induction of transmissible genomic instability, bystander effects and adaptive responses are still not clear.”
- “Adaptive response studies remain without a confirmed mechanistic basis and are of mixed outcome”

30



Conclusions of the UNSCEAR report on biological mechanisms relevant for low doses and LNT model (3)

Some sentences from the Conclusions of UNSCEAR 2020/2021 report (cont.):

- “The Committee concluded that there remains good justification for the use of a non-threshold model for risk inference given the robust knowledge on the role of mutation and chromosomal aberrations in carcinogenesis. “
- However, “A complete understanding of the mechanisms and modulators of carcinogenesis following low-dose and low-dose-rate radiation exposures is not yet available.”

31



Considerazioni conclusive

- Ogni organizzazione internazionale ha le sue caratteristiche (missione, composizione, modalità di funzionamento, ecc.)
- C'è comunque un'intensa attività di **raccordo** tra di esse, sia tramite rappresentanti di altre org.int. invitati alle riunioni, sia tramite l'**Inter-Agency Committee on Radiation Safety (IACRS)**, che opera dal 1990 e di cui fanno parte EC, FAO, IAEA, ILO, NEA, PAHO, UNSCEAR, WHO.

Last but not least...

- È auspicabile che **esperti e rappresentanti italiani contribuiscano maggiormente alle attività delle org. int.**, sia per mettere a disposizione le loro competenze, sia per influire attivamente sugli indirizzi.

32



Atti del Convegno Nazionale AIRP di Radioprotezione
La radioprotezione della popolazione:
esposizioni pianificate ed esistenti in un'ottica di sostenibilità



Sessione 1

Situazioni di esposizione esistente: i siti contaminati

La caratterizzazione radiologica ai fini della bonifica di siti contaminati, in relazione agli interventi ai sensi del Titolo XV - D.lgs 101/20

Massimo Altavilla – ISIN



Ispettorato nazionale
per la sicurezza nucleare
e la radioprotezione

CONVEGNO NAZIONALE AIRP DI RADIOPROTEZIONE LA RADIOPROTEZIONE DELLA POPOLAZIONE: ESPOSIZIONI PIANIFICATE ED ESISTENTI IN UN'OTTICA DI SOSTENIBILITÀ

La caratterizzazione radiologica ai fini della bonifica di siti contaminati, in relazione agli interventi ai sensi del Titolo XV - D.lgs 101/2020

Lucca, 25 settembre 2024

Dott. Massimo Altavilla
Responsabile dell'Area Rischio Radiologico, Coordinatore
Tecnico del Servizio radioprotezione, sicurezza sorgenti,
controllo radioattività ambientale e laboratori radiometrici



DECRETO LEGISLATIVO 30 luglio 2002, n. 189.
Attuazione della direttiva 2013/59/Euratom
che stabilisce norme fondamentali di sicurezza e
che stabilisce norme fondamentali di sicurezza e
relative alla protezione contro i pericoli derivanti
dall'esposizione alle radiazioni ionizzanti, e che
abroga le direttive 89/618/Euratom e 2002/122/Euratom.
36/29 Euratom, 97/143/Euratom e 2002/122/Euratom
e riordino della normativa di settore in attuazione
dell'articolo 20, comma 1, lettera d), della
legge 4 ottobre 2019, n. 117.

Titolo XV

Particolari **situazioni di esposizione esistente**

«una situazione di esposizione che è già presente quando deve essere adottata una decisione sul controllo della stessa e per la quale non è necessaria o non è più necessaria l'adozione di misure urgenti»

Titolo II - «Definizioni», art. 7, c.1, n. 134

- Art. 198 - Campo di applicazione
- Art. 199 - Principi della radioprotezione per le misure correttive e protettive
- Art. 200 - Campagna di individuazione e valutazione delle situazioni di esposizione esistente
- Art. 201 - Misure correttive e protettive nelle situazioni di esposizioni esistenti
- Art. 202 - Attuazione delle misure correttive e protettive
- Art. 203 - Disposizioni particolari per taluni tipi di beni di consumo
- Art. 204 - Rinvenimento di materiale radioattivo

Slide n. 1



Art. 198 – Campo di applicazione

Il Titolo XV si applica alle seguenti situazioni di esposizione esistente:

- a) esposizione dovuta alla contaminazione di aree da parte di materiale radioattivo derivante da:
 - 1) **attività del passato** che non sono **mai state sottoposte a controlli amministrativi** o che non sono state disciplinate conformemente alle disposizioni del D.Lgs. 101/2020;
 - 2) un'**emergenza**, dopo che è stata dichiarata la conclusione della situazione di esposizione di emergenza come stabilito dal Titolo XIV;
 - 3) **incidenti o eventi nucleari o radiologici** anche avvenuti all'estero senza aver determinato un'emergenza sul territorio nazionale;
 - 4) **attività del passato** per le quali l'**esercente è ignoto** o non è più giuridicamente responsabile;
- b) esposizione dovuta a **materiali contaminati da sostanze radioattive**;
- c) **esposizione a beni di consumo**, tranne alimenti, mangimi e acqua potabile, contenenti:
 - 1) radionuclidi provenienti dalle zone contaminate di cui alla lettera a);
 - 2) radionuclidi naturali.

Slide n. 2



Art. 199 – Principi della radioprotezione per le misure protettive e correttive (1)

1. Ai fini delle **decisioni** in merito all'**attuazione delle misure correttive e protettive** nelle situazioni di esposizione esistente di cui all'articolo 198 sono rispettati i **seguenti principi**:
 - a) le **decisioni** che introducono o modificano una via di esposizione nelle situazioni di esposizione esistente, **devono essere giustificate nel senso che devono apportare più benefici che danni**;
 - b) il **tipo, l'ampiezza e la durata delle misure correttive e protettive sono ottimizzati** allo scopo di mantenere l'entità delle dosi individuali, la probabilità dell'esposizione e il numero di individui esposti al minimo ragionevolmente possibile, tenendo conto di fattori economici e sociali;
 - c) l'**ottimizzazione della protezione** si applica in via prioritaria alle **esposizioni al di sopra dei livelli di riferimento** di cui all'allegato XXXV e continua a essere messa in atto al di sotto di detti livelli, anche tenuto conto delle valutazioni e dell'efficacia delle misure correttive e protettive attuate;
 - d) i **livelli di riferimento in termini di dose**, di cui all'allegato XXXV, sono **utilizzati ai fini della programmazione e dell'eventuale attuazione delle misure correttive e protettive**. Detti livelli non costituiscono limiti di dose.

Slide n. 3



Art. 199 – Principi della radioprotezione per le misure protettive e correttive (2)

2. Nei casi previsti dall'**articolo 36 della legge n. 234 del 2012** le disposizioni dell'allegato **XXXV** aventi contenuto tecnico possono essere modificate con decreto del Presidente del Consiglio dei ministri su proposta dei Ministri dell'ambiente e della sicurezza energetica e della salute, di concerto con il Ministro del lavoro e delle politiche sociali e il Dipartimento della protezione civile della Presidenza del Consiglio dei ministri, sentiti ISIN, INL, INAIL e ISS.

ALLEGATO XXXV - **Livelli di riferimento**
per la popolazione per particolari
situazioni di esposizione esistente

«in una situazione di esposizione di emergenza o in una situazione (da livello di azione) di esposizione esistente, il livello di dose efficace o di dose equivalente o la concentrazione di attività al di sopra del quale non è appropriato consentire le esposizioni, derivanti dalle suddette situazioni di esposizione sebbene non rappresenti un limite di dose»

Titolo II - «Definizioni», art. 7, c.1, n. 86

Slide n. 4



Art. 200 – Campagna di individuazione e valutazione delle situazioni di esposizione esistente

1. Le **Regioni e le Province autonome di Trento e Bolzano**, avvalendosi delle proprie **Agenzie regionali o provinciali per la protezione dell'ambiente**, individuano le situazioni di esposizione esistente indicate nell'articolo 198, comma 1, lettera a), entro centottanta giorni dalla data di entrata in vigore del presente decreto.
2. L'Agenzia regionale o provinciale per la protezione dell'ambiente valuta la dose agli individui della popolazione derivanti dalle situazioni individuate al comma 1, e comunica alla Regione e alla Provincia autonoma gli esiti delle valutazioni. Nel caso in cui sia superato il livello di riferimento di cui all'allegato XXXV, la comunicazione è trasmessa anche al Prefetto e all'ISIN.

Slide n. 5



Art. 201 – Misure correttive e protettive nelle situazioni di esposizioni esistenti (1)

1. Nella definizione delle strategie di gestione delle situazioni di esposizione esistente **il Prefetto tiene conto dei principi di cui all'articolo 199**, delle necessità e del rischio di esposizione, nonché dell'efficacia delle misure protettive e correttive e delle caratteristiche reali della situazione.
2. A tal fine **il Prefetto si avvale di una commissione consultiva costituita da rappresentanti delle amministrazioni e degli organismi tecnici e sanitari locali, nonché da rappresentanti delle realtà economiche e sociali interessate**. La Commissione è integrata, **in relazione alla rilevanza della situazione**, con rappresentanti dell'**ISIN**, del Ministero dell'Interno-Dipartimento dei vigili del fuoco, della Presidenza del Consiglio dei ministri-Dipartimento della protezione civile, dell'**ISPRA** e dell'**ISS**.

Slide n. 6



Art. 201 – Misure correttive e protettive nelle situazioni di esposizioni esistenti (2)

3. Le strategie di cui al comma 1 includono:
 - a) l'individuazione degli obiettivi da perseguire, anche a lungo termine, e i livelli di riferimento corrispondenti, tenendo conto di quelli stabiliti nell'allegato XXXV;
 - b) la valutazione della necessità di misure correttive e protettive da applicare nelle aree interessate, il beneficio agli individui della popolazione interessati e la determinazione della portata e dell'efficacia di tali misure;
 - c) l'individuazione delle aree interessate e degli individui della popolazione interessati, la loro delimitazione e la regolamentazione dell'accesso a tali aree o agli edifici in esse ubicati, ovvero la necessità di imporre limitazioni alle condizioni di vita in tali aree;
 - d) la valutazione dell'esposizione di gruppi diversi della popolazione e dei mezzi a disposizione dei singoli individui per verificare la propria esposizione;
 - e) l'istituzione di un dispositivo di sorveglianza delle esposizioni.

Slide n. 7



Art. 201 – Misure correttive e protettive nelle situazioni di esposizioni esistenti (3)

4. Il Prefetto, autorizzato l'insediamento e la ripresa di attività sociali ed economiche in aree con una contaminazione residua di lunga durata, adotta accorgimenti per il controllo costante dell'esposizione per stabilire condizioni di vita che possono essere considerate normali, tra cui:
- a) la definizione di livelli di riferimento adeguati, tenendo conto di quelli stabiliti nell'allegato XXXV;
 - b) l'organizzazione di un sistema di gestione a sostegno del mantenimento delle misure di autoprotezione nelle aree interessate, comprese le informazioni e la consulenza agli individui della popolazione e la sorveglianza delle esposizioni;
 - c) eventuale adozione di misure di risanamento ambientale;
 - d) eventuale delimitazione di aree.

Slide n. 8



Art. 202 – Attuazione delle misure correttive e protettive (1)

1. **Nelle situazioni** che comportano un'**esposizione esistente** di cui all'articolo 200, comma 1, il Prefetto assume il coordinamento delle attività spettanti ai soggetti tenuti all'attuazione delle misure correttive e protettive, di cui all'articolo 201, **avvalendosi della commissione di cui all'articolo 201, comma 2.**
2. L'attuazione delle strategie correttive e protettive, prevede periodicamente:
 - a) di valutare le eventuali misure correttive e protettive disponibili per conseguire gli obiettivi e l'efficienza delle misure pianificate e realizzate;
 - b) di fornire alle popolazioni esposte informazioni sui potenziali rischi sanitari e sui mezzi a disposizione per ridurre, se necessario, la relativa esposizione;
 - c) di fornire le indicazioni per la gestione delle esposizioni a livello individuale o locale.

Slide n. 9



Art. 202 – Attuazione delle misure correttive e protettive (2)

3. Alle situazioni di esposizione esistente per le quali è superato il livello di riferimento di cui all'allegato XXXV ed è possibile attribuire la responsabilità giuridica a un determinato soggetto, si applicano le disposizioni di cui ai **Titoli XI e XII** e il soggetto responsabile è tenuto a darne notifica al Prefetto.
4. In ogni caso ai lavoratori impegnati nelle misure correttive e protettive relative alle esposizioni di cui al comma 1 si applicano le disposizioni di cui al Titolo XI.

Titolo XI – Esposizione dei lavoratori
Titolo XII – Esposizione della popolazione

Slide n. 10



La bonifica di siti contaminati (1)

Il processo di bonifica può essere descritto in cinque fasi caratteristiche:



Slide n. 11



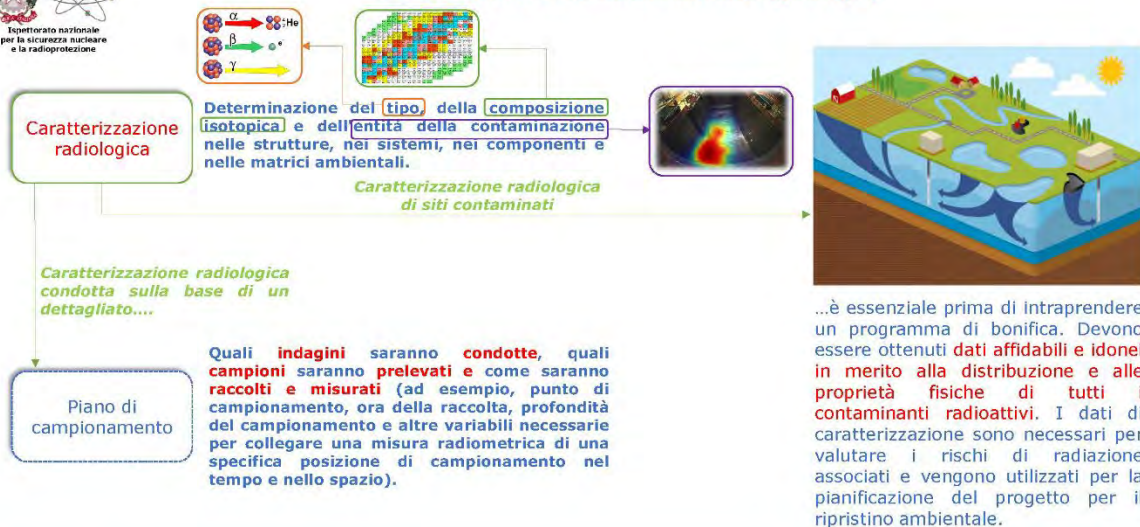
La bonifica di siti contaminati (2)



Slide n. 12



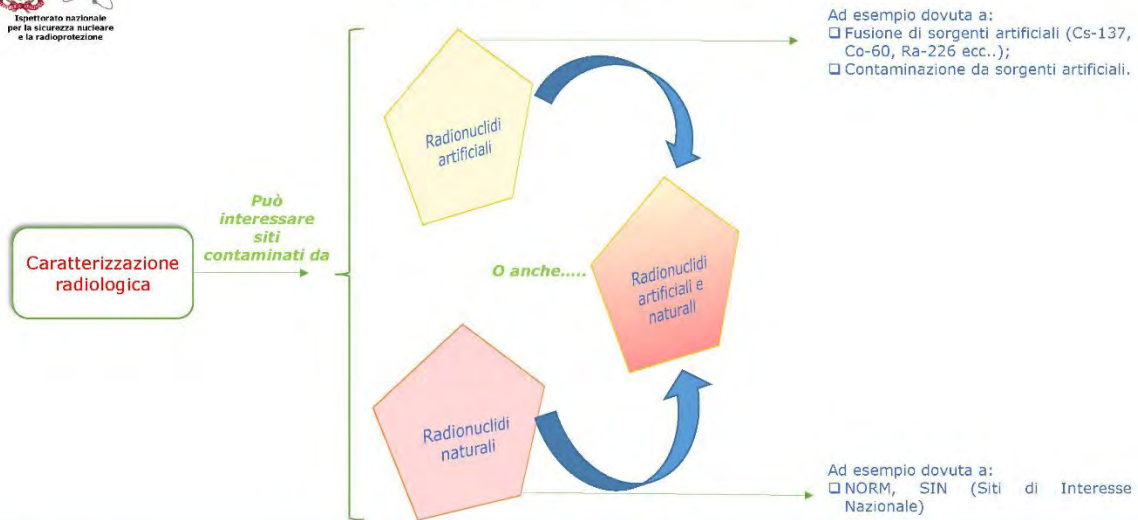
La caratterizzazione radiologica (1)



Slide n. 13



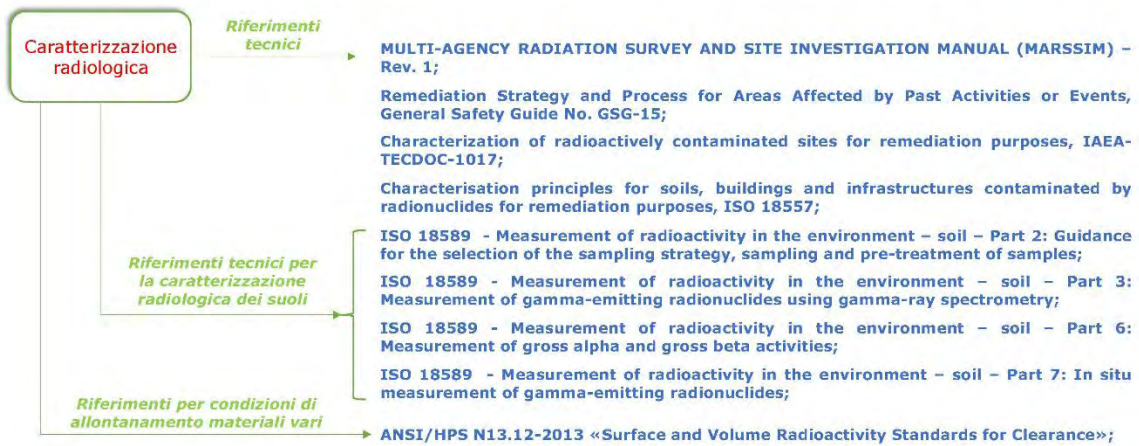
La caratterizzazione radiologica (2)



Slide n. 14



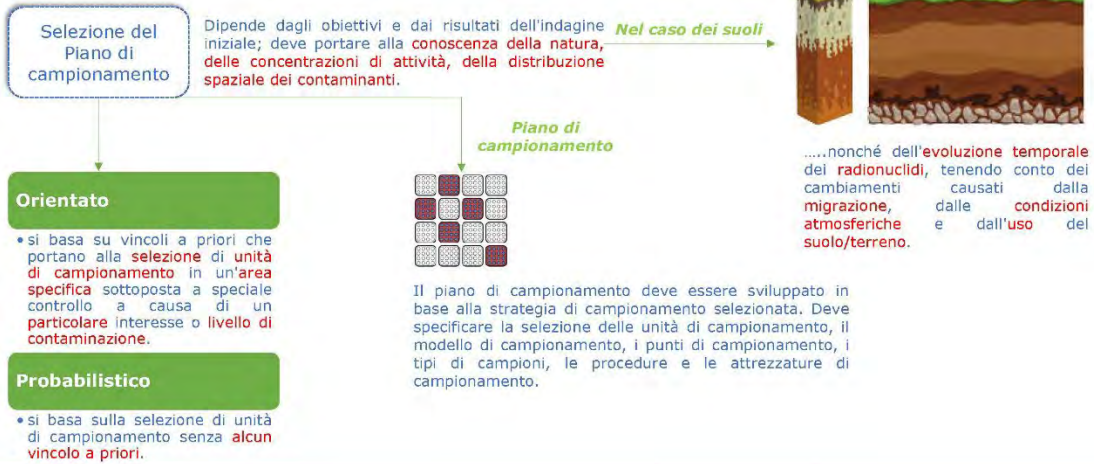
La caratterizzazione radiologica (3)



Slide n. 15



Il piano di campionamento (1)



Slide n. 16



Contaminazione da NORM (1)

Sito contaminato da NORM a causa del processo di estrazione del petrolio, che ha portato ad un'elevata concentrazione di ^{226}Ra e ^{210}Pb .



Rivelatore BEGe con collimatore da 90° in piombo. Il rivelatore ha un campo "visivo", relativamente il ^{210}Pb , pari ad un'area di raggio 41 cm.

Rivelatore BEGe con collimatore da 90° in piombo. Il rivelatore ha un campo "visivo", relativamente il ^{210}Pb , pari ad un'area di raggio **r=41 cm** mentre, nel caso del ^{226}Ra , pari ad un'area di raggio **R=79 cm**.

Slide n. 17

Contaminazione da NORM (2)

Laboratory γ spectrometry (measurement time 1 h)

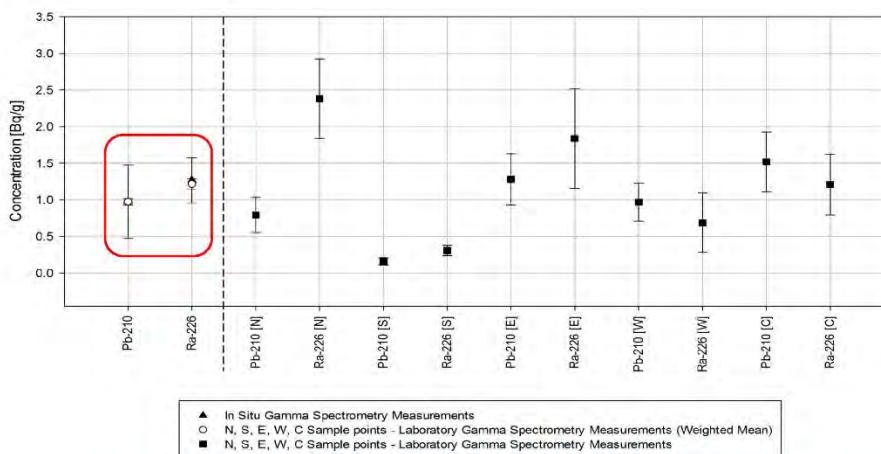
Radionuclide	Sample N			Sample S		
	Conc. (Bq/g)	Δ Conc (Bq/g)	MDC (Bq/g)	Conc. (Bq/g)	Δ Conc (Bq/g)	MDC (Bq/g)
Pb-210	7.94E-01	2.41E-01	5.25E-02	1.61E-01	4.74E-02	5.78E-02
Ra-226	2.38E+00	5.41E-01	9.46E-01	3.10E-01	7.04E-02	4.03E-02
Radionuclide	Sample E			Sample W		
	Conc. (Bq/g)	Δ Conc (Bq/g)	MDC (Bq/g)	Conc. (Bq/g)	Δ Conc (Bq/g)	MDC (Bq/g)
Pb-210	1.28E+00	3.48E-01	1.64E-01	9.69E-01	2.61E-01	4.37E-02
Ra-226	1.84E+00	6.80E-01	1.37E-01	6.88E-01	4.03E-01	5.03E-01
Radionuclide	Sample C					
	Conc. (Bq/g)	Δ Conc (Bq/g)	MDC (Bq/g)			
Pb-210	1.52E+00	4.09E-01	5.41E-02			
Ra-226	1.21E+00	4.14E-01	1.03E-01			

In situ γ spectrometry
(measurement time 3 h)

Radionuclide	Conc. (Bq/g)	Δ Conc (Bq/g)	MDC (Bq/g)
Pb-210	9.75E-01	4.99E-01	6.04E-01
Ra-226	1.27E+00	3.08E-01	2.12E-01

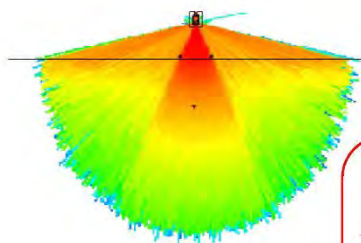
Slide n. 18

Contaminazione da NORM (3)

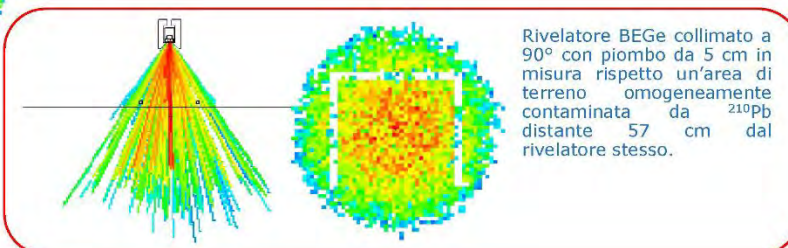


Slide n. 19

Contaminazione da NORM (4)



Rivelatore BEGe collimato a 30° con piombo da 5 cm in misura rispetto un'area di terreno omogeneamente contaminata da ^{137}Cs , area di visualizzazione di raggio pari a ~ 2.6 m.



Rivelatore BEGe collimato a 90° con piombo da 5 cm in misura rispetto un'area di terreno omogeneamente contaminata da ^{210}Pb distante 57 cm dal rivelatore stesso.

Slide n. 20

Contaminazione con Ossidi di Uranio (1)

Nel **2018** un piccolo fustino (~25 kg) contenente **Ossidi di Uranio** (probabilmente utilizzato per la colorazione di ceramiche e vetri) è accidentalmente introdotto in una azienda per la lavorazione di metalli e viene inserito nella **presso-cesoia** che viene contaminata. Si contamina anche la **pavimentazione** e circa **70 t di frammenti di metallo**, posti all'interno di vari contenitori.

Parte del materiale metallico, composto da rottami, polvere e minutaglia di ferro, terriccio ed acqua contaminati da Ossidi di Uranio, giunge in **due carichi da 28 t presso un'acciaieria** i cui **controlli radiometrici all'ingresso** rilevano contaminazione e il **materiale è rimandato indietro**.

Nel **2019** una prima società effettua la bonifica della presso-cesoia per consentirne l'uso ed esegue le prime indagini radiologiche.

All'inizio del **2021** intervengono una **seconda e terza società** che eseguono la **caratterizzazione dei materiali**, effettuando anche valutazioni radiologiche

Nel giugno **2021** **ISIN** è coinvolta sui **pareri di allontanamento e bonifica di parte dei materiali** e della **presso-cesoia**; viene quindi istituita una commissione consultiva ai sensi dell'art. 201 del D. Lgs. 101/2020.

Nel luglio del **2024** è emesso il **Decreto Prefettizio** il quale consente il riutilizzo della presso-cesoia e della pavimentazione, e stabilisce le prescrizioni finalizzate all'allontanamento dei materiali.

2018

2019

2021

2024



Slide n. 21

Contaminazione con Ossidi di Uranio (2)

Inquadramento normativo – D.Lgs. n. 230/1995

Nell'ipotesi che gli ossidi di uranio fossero stati impiegati in una vetreria come additivi in grado di conferire ai prodotti commercializzati determinate proprietà cromatiche, si ricadeva nelle disposizioni di cui all'art. 18-bis del D. Lgs. n. 230/1995 e successive modifiche, che disciplinava l'aggiunta intenzionale di materie radioattive nella produzione e manifattura dei beni di consumo (come i vetri).

Il D.Lgs. n. 230/1995 all'articolo 4 definiva:

- a) **materia radioattiva** come "sostanza o insieme di sostanze radioattive contemporaneamente presenti. Sono fatte salve le particolari definizioni per le materie fissili speciali, le materie grezze, i minerali quali definiti dall'articolo 197 del trattato che istituisce la Comunità europea dell'energia atomica e cioè le materie fissili speciali, le materie grezze e i minerali nonché i combustibili nucleari";
- b) **sostanza radioattiva** "ogni specie chimica contenente uno o più radionuclidi di cui, ai fini della radioprotezione, non si può trascurare l'attività o la concentrazione".

Il caso in questione quindi si configurava come una "pratica non più in atto" e ricadeva nell'ambito dell'art. 126-bis del D.Lgs. n. 230/1995 concernente gli "Interventi nelle esposizioni prolungate", la cui gestione includeva anche la gestione dei materiali radioattivi rinvenuti sino alla loro messa in sicurezza.

.....nessuna delle definizioni distingueva se la materia radioattiva fosse di origine artificiale o naturale, né conseguiva che tale distinzione non rilevava ai fini dell'applicazione delle disposizioni di cui all'art. 18-bis e l'attività che veniva svolta dalla vetreria ricadeva nell'ambito di applicazione del medesimo articolo.

Slide n. 22

Contaminazione con Ossidi di Uranio (3)

Inquadramento normativo – D.Lgs. n. 101/2020

Nel 2023 la Prefettura chiede ad ISIN e all'ARPA una specifica valutazione sull'inquadramento tecnico - giuridico della situazione riscontrata all'interno dell'azienda per la lavorazione dei metalli e le modalità di caratterizzazione ed allontanamento dei materiali ivi rinvenuti; in particolare è richiesta una valutazione tecnico - operativa, sia un parere giuridico sulle norme applicabili alla **situazione di esposizione a ossidi di uranio** rilevata all'interno dello stabilimento.

ISIN rileva che la fattispecie consiste nella **contaminazione di un'area** che interessa una porzione della pavimentazione dello stabilimento, la presso-cesoia nonché vari pezzi lavorati (alcune decine di tonnellate di prodotto metallico) ed è stata **causata**, sulla base di quanto comunicato, **dalla triturazione "accidentale" di un fustino contenente ossidi di uranio** di cui non risulterebbe essere stata rilevata la presenza, neppure tramite gli strumenti di controllo radiometrico.

Così ricostruita, si è ritenuto che la fattispecie potesse rientrare nell'articolo 198, comma 1, lettera a), punto 3) del D.Lgs 101/2020, trattandosi di un evento radiologico che non ha determinato un'emergenza sul territorio nazionale, ed essere ascritto alla categoria di "incidente" che l'art. 7, comma 1, n. 70), del medesimo D.Lgs., definisce come "avvenimento non intenzionale le cui conseguenze sono significative dal punto di vista della radioprotezione e possono comportare dosi superiori ai limiti stabiliti dalla norma vigente".

incidenti o eventi nucleari o radiologici anche avvenuti all'estero senza aver determinato un'emergenza sul territorio nazionale

Slide n. 23



Contaminazione con Ossidi di Uranio (4)

.....Continua «Inquadramento normativo – D.Lgs. n. 101/2020»

Tale ricostruzione, tuttavia, implica che l'avvenimento sia occorso al di fuori del potere di controllo dell'operatore risultando imprevisto e imprevedibile con l'esclusione di ogni fattispecie di dolo o colpa. In caso contrario, – ad esempio, dovessero essere riscontrate mancanze nella gestione e nella configurazione dei portali radiometrici presenti all'ingresso dello stabilimento –, l'evento in esame non risulterebbe un "incidente" e rientrerebbe nel più ampio campo di applicazione dell'articolo 198, comma 1, lettera a), punto 1) del D.Lgs 101/2020.

attività del passato che non sono mai state sottoposte a controlli amministrativi o che non sono state disciplinate conformemente alle disposizioni del presente decreto;

In entrambi i casi, ai fini procedurali si applicano gli articoli 199-202 del D.Lgs. 101/2020, che attribuiscono il coordinamento delle relative misure correttive e protettive al Prefetto.

Slide n. 24



Contaminazione con Ossidi di Uranio (5)

Decreto del Prefetto del 19.07.2024

E' trasmesso all'azienda per la lavorazione di metalli il Decreto del Prefetto e per conoscenza a tutti gli enti coinvolti nella Commissione Consultiva.



Allegato 1

Prescrizioni tecniche per riutilizzo e allontanamento:
A) Prescrizioni generali;
B) Presso-cesoia;
C) Pavimentazione sottostante la presso-cesoia e zone limitrofe;
D) Allontanamento materiali metallici nei cassoni.

Allegato 2

Analisi tecniche alla base della formulazione delle stesse prescrizioni tecniche di cui all'Allegato 1.

Autorizza il **riutilizzo** della presso-cesoia e della pavimentazione sottostante, nonché l'**allontanamento** dei cassoni per i quali siano state verificate le condizioni di allontanamento, nel rispetto delle prescrizioni contenute nell'**Allegato 1**, comprovate con quanto rappresentato nell'**Allegato 2**, parti integranti del Decreto stesso.

Slide n. 25



Contaminazione con Ossidi di Uranio (6)

A) Prescrizioni generali

A-2) Deve essere data **dimostrazione**, anche con codici di calcolo, che **l'intera unità metrica di riferimento** (ad esempio 400 kg nel caso di materiali metallici e 1000 Kg o 1 m³ nel caso di materiali cementizi e vari) sia **inclusa nel "campo di visualizzazione"** (CDV) del **rivelatore**. Nel caso in cui il suddetto CDV non includa l'intera unità metrica di riferimento sopra indicata, la verifica dei livelli di allontanamento deve essere attuata con *N* misure, ciascuna in grado di verificare la suddetta unità metrica (ad esempio due o più misure affiancate lungo i lati maggiori di un contenitore);

.....
A-5) Entro 30 giorni dall'effettivo allontanamento, tenendo conto delle strategie di cui all'articolo 201 del D. Lgs 101/2020, dovrà essere presentato alla Prefettura un piano per la messa in sicurezza del materiale non allontanabile;

.....
A-7) I materiali destinati all'allontanamento dal sito devono essere corredati:
a) dal benestare all'allontanamento dei materiali stessi, rilasciato dall'esperto di radioprotezione incaricato;
b) dal nulla osta all'allontanamento del rappresentante legale del sito.

L'allontanamento dei materiali e l'indicazione della destinazione finale degli stessi, deve essere preventivamente notificato, almeno 30 giorni prima dell'effettivo allontanamento, alla Prefettura, alla quale dovrà essere successivamente fornita attestazione dell'effettivo conferimento entro il termine di 90 giorni dall'effettuazione dello stesso.

Slide n. 25



Contaminazione con Ossidi di Uranio (7)

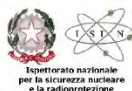
.....**Continua**

A-10) Al **termine delle verifiche finali** e **prima dell'inizio dell'effettivo allontanamento**, i **materiali** identificati come **"allontanabili"** dovranno essere **collocati** per la durata di **10 giorni in aree idonee** e dovranno essere messi a disposizione **per eventuali controlli da parte delle autorità competenti**. Precedentemente sarà pertanto necessario inviare alle suddette autorità una comunicazione che evidenzia le date di inizio e fine di tale intervallo temporale. I materiali dichiarati "allontanabili" devono essere lasciati imperturbati durante questo periodo di tempo e deve essere garantita la possibilità di effettuare misure indipendenti nelle medesime condizioni di quelle eseguite per l'allontanamento.

A-11) Fermo restando quanto sopra, lo smaltimento di tali materiali dovrà avvenire entro e non oltre 90 giorni dalle verifiche finali per l'allontanamento degli stessi.

A-12) L'allontanamento comporta l'integrale soggezione della gestione e dell'eventuale riutilizzo dei materiali alle disposizioni di settore dettate dal D. Lgs 152/2006, con riferimento sia all'ambito oggettivo di applicazione sia al regime delle esclusioni dalla disciplina generale dei rifiuti.

Slide n. 26



Contaminazione con Ossidi di Uranio (8)

B) Presso-cesoia

B-1) La misura della concentrazione di attività per unità di superficie deve essere mediata su aree dell'ordine di qualche centinaio di cm² fino a 1000 cm² e il livello di allontanamento autorizzato è pari a 1 Bq/cm² per U-238 nel caso di riutilizzo diretto.

C) Pavimentazione sottostante la presso-cesoia ed aree limitrofe

C-1) L'allontanamento incondizionato per riutilizzo della pavimentazione cementizia deve rispettare congiuntamente i livelli di concentrazione per unità di superficie e per unità di massa, risultanti dalle verifiche radiometriche effettuate sulla pavimentazione ancora integra;

C-2) Per l'allontanamento incondizionato per riutilizzo della pavimentazione cementizia sono fissati i seguenti livelli di allontanamento di superficie e di massa:

Radionuclide	Livello di allontanamento contaminazione superficiale [Bq/cm ²]	Livello di allontanamento concentrazione di attività di massa [Bq/g]
U-238	1	1

C-3) Le misure di concentrazione di attività per unità di superficie devono essere mediate su di una superficie non maggiore di 1 m² mentre le misure di concentrazione di attività per unità di massa devono essere riferite a una quantità di materiale non maggiore di 1000 Kg.

Slide n. 27



Contaminazione con Ossidi di Uranio (9)

D) Allontanamento materiali metallici nei cassoni

D-1) Ogni singola misura della concentrazione di attività per unità di massa deve essere riferita a una quantità di materiale non superiore a 400 kg;

D-3) Per l'allontanamento incondizionato dei cassoni contenenti materiali metallici sono fissati i seguenti livelli di allontanamento di massa:

Radionuclide	Livello di allontanamento per la concentrazione di attività di massa [Bq/g]
U-238	1

D-5) Il rispetto del livello di allontanamento (C_{LA}) prescritto deve essere verificato sommando il valore risultante dalla misura analitica (M) e le pertinenti incertezze di misura (ΔM) ovvero, $M + \Delta M < C_{LA}$. Per l'incertezza di misura ΔM dovrà essere preso a riferimento il valore conservativo pari al 100 % della misura analitica.

Slide n. 28



Osservazioni ed elaborazioni tecniche a supporto del parere formulato dall'ISIN (1)

Valutazioni indipendenti effettuate con codice MCNP6.2 rilevano i seguenti aspetti di dettaglio riguardanti le misure spettrometriche eseguite dall'Esperto di Radioprotezione.

Per tali valutazioni è stato preso a riferimento un cassone, avente densità apparente pari a 0.51 g/cm^3 :

- i) la posizione del rivelatore dotato di cristalli di NaI rispetto al medesimo cassone non permette di rilevare tutti i gamma provenienti dall'intero cassone, supposto omogeneamente contaminato, di conseguenza, sebbene sia stata presa a riferimento una massa di circa 400 kg, il fatto che il rivelatore "veda" solo parte dei fotoni gamma provenienti dall'intero materiale contaminato non rende la procedura di misura conservativa ma, probabilmente, diluisce i fotoni gamma rilevati dal rivelatore nell'intera massa di 400 kg. Questo è facilmente dimostrabile grazie all'utilizzo del codice MCNP6.2 con il quale è stata riprodotta fedelmente la geometria di misura fornita dall'Esperto di Radioprotezione, e lo stesso rivelatore. Come si può notare, utilizzando la tecnica di varianza DXTRAN di MCNP6.2, la quale permette di definire il comportamento di un rivelatore di radiazioni all'interno di un campo di radiazioni e la probabilità di rivelazione, allontanandosi dal rivelatore la probabilità di "vedere" un fotone gamma proveniente dall'intero cassone diminuisce in modo consistente rendendo, di fatto, alcune aree dello stesso cassone "non visibili" allo stesso rivelatore. I colori più intensi (tendenti al rosso) evidenziano la maggiore probabilità di rivelazione e, quelli meno intensi (tendenti al bianco), la quasi totale assenza di rivelazione delle radiazioni. Questo effetto potrebbe essere notevolmente compensato e le misure risulterebbero più omogenee e rappresentative effettuando diverse misure spettrometriche nell'intorno del cassone stesso.

Slide n. 29



Osservazioni ed elaborazioni tecniche a supporto del parere formulato dall'ISIN (2)



Slide n. 30



Osservazioni ed elaborazioni tecniche a supporto del parere formulato dall'ISIN (3)

- ii) È necessario comprendere le **motivazioni** per le quali il **rivelatore** è **posizionato in basso**, a ridosso della struttura portante del cassone, **in posizione non centrata**. Inoltre, **non si comprendono le motivazioni sulla geometria di collimazione** che lascia scoperta la maggior parte dei lati della testa del rivelatore (obiettivo primario della collimazione stessa), **non garantendo** quindi un'**adeguata schermatura del fondo** di radiazione e della radiazione diffusa.
- iii) Nella relazione viene riportato che l'affidabilità dei risultati in termini di concentrazione di attività per unità di massa è confermata dal confronto con le misure ottenute con altro spettrometro: in realtà queste presentano discrepanze anche pari ad un fattore 3. Inoltre, nei risultati non è chiaro se si è tenuto conto o meno degli errori associati alle due misure.



Slide n. 31



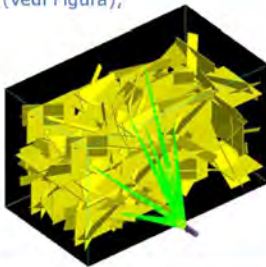
Osservazioni ed elaborazioni tecniche a supporto del parere formulato dall'ISIN (4)

Le **simulazioni Monte Carlo**, effettuate da questo **Ispettorato** sia con il software MCNP6.2 e con GEANT4-11.2.0, hanno prodotto una serie di **evidenze** circa il **contributo all'incertezza delle misure indotto dalla peculiare geometria di rivelazione e dell'altrettanto singolare distribuzione della contaminazione**.

Le simulazioni sono state basate sulle informazioni riguardanti un cassone, fornite dall'Esperto di Radioprotezione incaricato.

L'**incertezza** delle misure dipende prevalentemente da **3 fattori**:

- **considerando una distribuzione omogenea del metallo** all'interno del cassone o, diversamente, **considerando la presenza di lastre di metallo variamente contaminate** e la loro **distribuzione casuale** all'interno del cassone (configurazione più simile a quella descritta nella documentazione, anche fotografica, a disposizione), la **variabilità** tra i due casi è **dell'ordine del 60%** (vedi Figura);



Visualizzazione 3D delle simulazioni effettuate con il codice GEANT per evidenziare il comportamento di rottami metallici posti casualmente all'interno dello scarrabile.

Slide n. 32



Osservazioni ed elaborazioni tecniche a supporto del parere formulato dall'ISIN (5)

- a parità di disposizione delle lastre contenute all'interno del cassone, l'incertezza dovuta alla diversa posizione del rivelatore è di circa il 35%;
- una differente disposizione delle lastre all'interno del cassone contribuisce all'incertezza per un fattore dal 10% al 27%.

Pertanto, sommando in quadratura queste incertezze di misura, ottenute mediante le simulazioni Monte Carlo, si arriva ad una incertezza totale del 74%.

Nelle simulazioni non si sono valutati alcuni fattori (legati ad aspetti quali la collimazione, la presenza del fondo di radiazione ambientale e la risoluzione energetica del rivelatore) che, nelle misure sperimentali, contribuiscono ulteriormente all'incertezza di misura.

Per tale motivo si ritiene che, al fine di ottenere delle misure conservative, l'incertezza di misura ΔM dovrà essere innalzata dal 74 % al 100 % del risultato della misura analitica, così come riportato alla proposta di Prescrizione D-5.

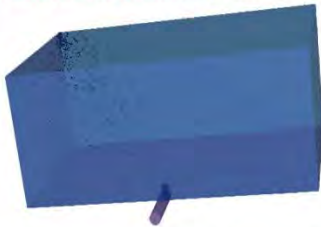
Date le incertezze I_1 , I_2 e I_3 , l'incertezza totale, ottenuta sommando in quadratura le 3 incertezze è pari a $I_{tot} = \sqrt{I_1^2 + I_2^2 + I_3^2}$

Slide n. 33

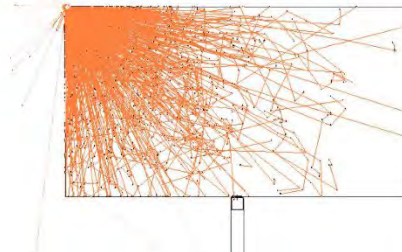


Osservazioni ed elaborazioni tecniche a supporto del parere formulato dall'ISIN (6)

Nelle valutazioni di questa incertezza non si è tenuto conto dello scenario che contribuisce maggiormente alla variabilità delle misure e che è legato alla eventuale disomogeneità della distribuzione della contaminazione radioattiva: in caso di una distribuzione puntuale (Figure in basso) piuttosto che omogenea l'incertezza sulla misura può essere pari a quasi un fattore 100.



Visualizzazione 3D delle simulazioni effettuate con il codice MCNP6.2 per evidenziare il comportamento di una matrice metallica, omogeneamente contaminata, all'interno di un box. Per calcolare, conservativamente, l'efficienza di rivelazione assoluta, è stato immaginato di posizionare una sorgente planare nell'angolo alto del box al fine di valutare i casi limite.



Visualizzazione, sul piano xy, delle tracce dei gamma provenienti dalla sorgente planare posta nell'angolo alto del box e comportamento delle stesse all'interno del metallo.

Slide n. 34



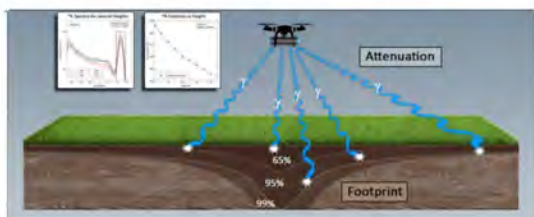
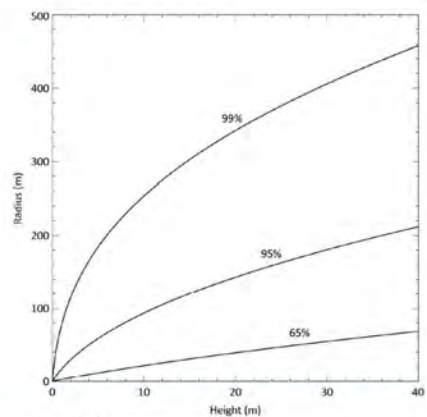
Impiego di droni per le misure di caratterizzazione radiologica (1)



"Di moda", ma utile solo in caso di contaminazione elevata da artificiali rispetto a fondo naturale.

Miniere di Uranio/minerali
Siti di riprocessamento
Survey geologici
Sorgenti orfane
Aree soggette a incidenti
Siti NORM

Non applicabile, il segnale deve essere maggiore del fondo ambientale



Slide n. 35



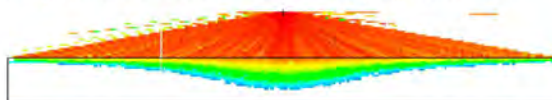
Impiego di droni per le misure di caratterizzazione radiologica (2)

La tecnologia con Droni impiega rivelatori non collimati, pertanto ad esempio, ad una altezza di 5 m dal piano campagna si ha un FOV ("Field of view"), relativo allo stesso sistema di misura, pari ad un'area di 2600 m², con una profondità di rivelazione dei fotoni gamma nel terreno variabile in dipendenza dell'estensione dell'area identificata dal FOV nel caso di contaminazione da Ra-226.

Questa condizione è stata verificata calcolando la porzione di terreno visibile dal rivelatore con la tecnica stocastica del ray-tracing (codice MCNP6.2), basata su DXTRAN MESH TALLY (TYPE 4) che risulta essere uno strumento analitico utile per determinare il comportamento dei rivelatori nell'ambiente.

Il risultato della simulazione è schematizzato in Figura, in cui i colori più intensi (in particolare il colore rosso) rappresentano una stima dei valori di efficienza di rivelazione maggiori. Il rettangolo bianco evidenziato rappresenta, invece, il terreno in cui si ipotizza che sia contenuta una contaminazione radioattiva da ²²⁶Ra omogeneamente distribuita.

Come si vede in Figura, la profondità di rivelazione è massima (circa 25-30 cm) solo in corrispondenza della verticale rispetto il rivelatore, mentre negli altri punti la profondità di rivelazione diminuisce progressivamente.



FOV sul piano xz rispetto il rivelatore montato sul drone, ad un'altezza di 5 m dal piano campagna

Slide n. 36

La caratterizzazione radiologica ai fini della bonifica di siti contaminati, in relazione agli interventi ai sensi del Titolo XV - D.lgs 101/20

Massimo Altavilla – ISIN



Ispettorato nazionale
per la sicurezza nucleare
e la radioprotezione

CONVEGNO NAZIONALE AIRP DI RADIOPROTEZIONE LA RADIOPROTEZIONE DELLA POPOLAZIONE: ESPOSIZIONI PIANIFICATE ED ESISTENTI IN UN'OTTICA DI SOSTENIBILITÀ

La caratterizzazione radiologica ai fini della bonifica di siti contaminati, in relazione agli interventi ai sensi del Titolo XV - D.lgs 101/2020

Lucca, 25 settembre 2024

Dott. Massimo Altavilla
Responsabile dell'Area Rischio Radiologico, Coordinatore
Tecnico del Servizio radioprotezione, sicurezza sorgenti,
controllo radioattività ambientale e laboratori radiometrici



Supplemento ordinario alla Gazzetta Ufficiale, n. 274 del 27 agosto 2020. Nuova serie.
Sede: 00187 Roma, viale del Corso, 1.
Stampa: 00187 Roma, viale del Corso, 1.
GAZZETTA UFFICIALE
DELLA REPUBBLICA ITALIANA

Decreto Legislativo 23 luglio 2020, n. 101.
Attuazione della direttiva 2013/59/Euratom, che stabilisce norme fondamentali di sicurezza e che stabilisce norme fondamentali di sicurezza relative alla protezione contro i pericoli derivanti dall'esposizione alle radiazioni ionizzanti, e che abroga le direttive 89/618/Euratom e 2002/122/Euratom, 96/29/Euratom, 97/43/Euratom e 2006/117/Euratom e riordina della normativa di settore in attuazione dell'articolo 20, comma 1, lettera d), della legge 4 ottobre 2019, n. 117.

Titolo XV

Particolari **situazioni di esposizione esistente**

«una situazione di esposizione che è già presente quando deve essere adottata una decisione sul controllo della stessa e per la quale non è necessaria o non è più necessaria l'adozione di misure urgenti»

Titolo II - «Definizioni», art. 7, c.1, n. 134

- Art. 198 - Campo di applicazione
- Art. 199 - Principi della radioprotezione per le misure correttive e protettive
- Art. 200 - Campagna di individuazione e valutazione delle situazioni di esposizione esistente
- Art. 201 - Misure correttive e protettive nelle situazioni di esposizioni esistenti
- Art. 202 - Attuazione delle misure correttive e protettive
- Art. 203 - Disposizioni particolari per taluni tipi di beni di consumo
- Art. 204 - Rinvenimento di materiale radioattivo

Slide n. 1



Art. 198 – Campo di applicazione

Il Titolo XV si applica alle seguenti situazioni di esposizione esistente:

- a) esposizione dovuta alla contaminazione di aree da parte di materiale radioattivo derivante da:
 - 1) **attività del passato** che non sono **mai state sottoposte a controlli amministrativi** o che non sono state disciplinate conformemente alle disposizioni del D.Lgs. 101/2020;
 - 2) un'**emergenza**, dopo che è stata dichiarata la conclusione della situazione di esposizione di emergenza come stabilito dal Titolo XIV;
 - 3) **incidenti o eventi nucleari o radiologici** anche avvenuti all'estero senza aver determinato un'emergenza sul territorio nazionale;
 - 4) **attività del passato** per le quali l'**esercente è ignoto** o non è più giuridicamente responsabile;
- b) esposizione dovuta a **materiali contaminati da sostanze radioattive**;
- c) **esposizione a beni di consumo**, tranne alimenti, mangimi e acqua potabile, contenenti:
 - 1) radionuclidi provenienti dalle zone contaminate di cui alla lettera a);
 - 2) radionuclidi naturali.

Slide n. 2



Art. 199 – Principi della radioprotezione per le misure protettive e correttive (1)

- 1. Ai fini delle **decisioni** in merito all'**attuazione delle misure correttive e protettive** nelle situazioni di esposizione esistente di cui all'articolo 198 sono rispettati i **seguenti principi**:
 - a) le **decisioni** che introducono o modificano una via di esposizione nelle situazioni di esposizione esistente, **devono essere giustificate nel senso che devono apportare più benefici che danni**;
 - b) il **tipo, l'ampiezza e la durata delle misure correttive e protettive sono ottimizzati** allo scopo di mantenere l'entità delle dosi individuali, la probabilità dell'esposizione e il numero di individui esposti al minimo ragionevolmente possibile, tenendo conto di fattori economici e sociali;
 - c) l'**ottimizzazione della protezione** si applica in via prioritaria alle **esposizioni al di sopra dei livelli di riferimento** di cui all'allegato XXXV e continua a essere messa in atto al di sotto di detti livelli, anche tenuto conto delle valutazioni e dell'efficacia delle misure correttive e protettive attuate;
 - d) i **livelli di riferimento in termini di dose**, di cui all'allegato XXXV, sono **utilizzati ai fini della programmazione e dell'eventuale attuazione delle misure correttive e protettive**. Detti livelli non costituiscono limiti di dose.

Slide n. 3



Art. 199 – Principi della radioprotezione per le misure protettive e correttive (2)

2. Nei casi previsti dall'**articolo 36 della legge n. 234 del 2012** le disposizioni dell'allegato **XXXV** aventi contenuto tecnico possono essere modificate con decreto del Presidente del Consiglio dei ministri su proposta dei Ministri dell'ambiente e della sicurezza energetica e della salute, di concerto con il Ministro del lavoro e delle politiche sociali e il Dipartimento della protezione civile della Presidenza del Consiglio dei ministri, sentiti ISIN, INL, INAIL e ISS.

ALLEGATO XXXV - **Livelli di riferimento**
per la popolazione per particolari
situazioni di esposizione esistente

«in una situazione di esposizione di emergenza o in una situazione (da livello di azione) di esposizione esistente, il livello di dose efficace o di dose equivalente o la concentrazione di attività al di sopra del quale non è appropriato consentire le esposizioni, derivanti dalle suddette situazioni di esposizione sebbene non rappresenti un limite di dose»

Titolo II - «Definizioni», art. 7, c.1, n. 86

Slide n. 4



Art. 200 – Campagna di individuazione e valutazione delle situazioni di esposizione esistente

1. Le **Regioni e le Province autonome di Trento e Bolzano**, avvalendosi delle proprie **Agenzie regionali o provinciali per la protezione dell'ambiente**, individuano le situazioni di esposizione esistente indicate nell'articolo 198, comma 1, lettera a), entro centottanta giorni dalla data di entrata in vigore del presente decreto.
2. L'Agenzia regionale o provinciale per la protezione dell'ambiente valuta la dose agli individui della popolazione derivanti dalle situazioni individuate al comma 1, e comunica alla Regione e alla Provincia autonoma gli esiti delle valutazioni. Nel caso in cui sia superato il livello di riferimento di cui all'allegato XXXV, la comunicazione è trasmessa anche al Prefetto e all'ISIN.

Slide n. 5



Art. 201 – Misure correttive e protettive nelle situazioni di esposizioni esistenti (1)

1. Nella definizione delle strategie di gestione delle situazioni di esposizione esistente **il Prefetto tiene conto dei principi di cui all'articolo 199**, delle necessità e del rischio di esposizione, nonché dell'efficacia delle misure protettive e correttive e delle caratteristiche reali della situazione.
2. A tal fine **il Prefetto si avvale di una commissione consultiva costituita da rappresentanti delle amministrazioni e degli organismi tecnici e sanitari locali, nonché da rappresentanti delle realtà economiche e sociali interessate**. La Commissione è integrata, **in relazione alla rilevanza della situazione**, con rappresentanti dell'**ISIN**, del Ministero dell'Interno-Dipartimento dei vigili del fuoco, della Presidenza del Consiglio dei ministri-Dipartimento della protezione civile, dell'**ISPRA** e dell'**ISS**.

Slide n. 6



Art. 201 – Misure correttive e protettive nelle situazioni di esposizioni esistenti (2)

3. Le strategie di cui al comma 1 includono:
 - a) l'individuazione degli obiettivi da perseguire, anche a lungo termine, e i livelli di riferimento corrispondenti, tenendo conto di quelli stabiliti nell'allegato XXXV;
 - b) la valutazione della necessità di misure correttive e protettive da applicare nelle aree interessate, il beneficio agli individui della popolazione interessati e la determinazione della portata e dell'efficacia di tali misure;
 - c) l'individuazione delle aree interessate e degli individui della popolazione interessati, la loro delimitazione e la regolamentazione dell'accesso a tali aree o agli edifici in esse ubicati, ovvero la necessità di imporre limitazioni alle condizioni di vita in tali aree;
 - d) la valutazione dell'esposizione di gruppi diversi della popolazione e dei mezzi a disposizione dei singoli individui per verificare la propria esposizione;
 - e) l'istituzione di un dispositivo di sorveglianza delle esposizioni.

Slide n. 7



Art. 201 – Misure correttive e protettive nelle situazioni di esposizioni esistenti (3)

4. Il Prefetto, autorizzato l'insediamento e la ripresa di attività sociali ed economiche in aree con una contaminazione residua di lunga durata, adotta accorgimenti per il controllo costante dell'esposizione per stabilire condizioni di vita che possono essere considerate normali, tra cui:
- a) la definizione di livelli di riferimento adeguati, tenendo conto di quelli stabiliti nell'allegato XXXV;
 - b) l'organizzazione di un sistema di gestione a sostegno del mantenimento delle misure di autoprotezione nelle aree interessate, comprese le informazioni e la consulenza agli individui della popolazione e la sorveglianza delle esposizioni;
 - c) eventuale adozione di misure di risanamento ambientale;
 - d) eventuale delimitazione di aree.

Slide n. 8



Art. 202 – Attuazione delle misure correttive e protettive (1)

1. **Nelle situazioni** che comportano un'**esposizione esistente di cui all'articolo 200, comma 1**, il Prefetto assume il coordinamento delle attività spettanti ai soggetti tenuti all'attuazione delle misure correttive e protettive, di cui all'articolo 201, **avvalendosi della commissione di cui all'articolo 201, comma 2**.
2. L'attuazione delle strategie correttive e protettive, prevede periodicamente:
 - a) di valutare le eventuali misure correttive e protettive disponibili per conseguire gli obiettivi e l'efficienza delle misure pianificate e realizzate;
 - b) di fornire alle popolazioni esposte informazioni sui potenziali rischi sanitari e sui mezzi a disposizione per ridurre, se necessario, la relativa esposizione;
 - c) di fornire le indicazioni per la gestione delle esposizioni a livello individuale o locale.

Slide n. 9



Art. 202 – Attuazione delle misure correttive e protettive (2)

3. Alle situazioni di esposizione esistente per le quali è superato il livello di riferimento di cui all'allegato XXXV ed è possibile attribuire la responsabilità giuridica a un determinato soggetto, si applicano le disposizioni di cui ai **Titoli XI e XII** e il soggetto responsabile è tenuto a darne notifica al Prefetto.
4. In ogni caso ai lavoratori impegnati nelle misure correttive e protettive relative alle esposizioni di cui al comma 1 si applicano le disposizioni di cui al Titolo XI.

Titolo XI – Esposizione dei lavoratori
Titolo XII – Esposizione della popolazione

Slide n. 10



La bonifica di siti contaminati (1)

Il processo di bonifica può essere descritto in cinque fasi caratteristiche:



Slide n. 11

La bonifica di siti contaminati (2)

Pianificazione

Fase di valutazione e selezione delle migliori strategie di bonifica basate anche sul termine di sorgente identificato

Monitoraggio e verifica

Fase di monitoraggio dello stato radiologico residuo e verifica degli obiettivi della bonifica

Rilascio del sito o dell'area dal controllo regolatorio

Gestione post-bonifica

Fase in cui, nel caso di rilascio condizionato (soggetto a rivalutazione periodica, ad esempio) è necessario effettuare controlli ambientali specifici mentre, nel caso di rilascio incondizionato (anche in questo caso può essere soggetto a rivalutazione periodica), non è necessario effettuare detti controlli

La concentrazione e la distribuzione dei radionuclidi nell'ambiente possono cambiare nel tempo, ad esempio a causa del decadimento radioattivo, di processi naturali (come l'attenuazione naturale e la migrazione di contaminanti) o di azioni umane. A causa di questa variazione nel tempo, potrebbe essere necessario tenere conto anche della sequenza e della programmazione delle azioni di bonifica nel piano di bonifica specifico del sito o dell'area, tenendo conto dei dati di monitoraggio e caratterizzazione disponibili.



Slide n. 12

La caratterizzazione radiologica (1)

Caratterizzazione radiologica

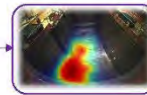
Determinazione del tipo, della composizione isotopica e dell'entità della contaminazione nelle strutture, nei sistemi, nei componenti e nelle matrici ambientali.

Caratterizzazione radiologica di siti contaminati

Caratterizzazione radiologica condotta sulla base di un dettaglioato....

Piano di campionamento

Quali indagini saranno condotte, quali campioni saranno prelevati e come saranno raccolti e misurati (ad esempio, punto di campionamento, ora della raccolta, profondità del campionamento e altre variabili necessarie per collegare una misura radiometrica di una specifica posizione di campionamento nel tempo e nello spazio).

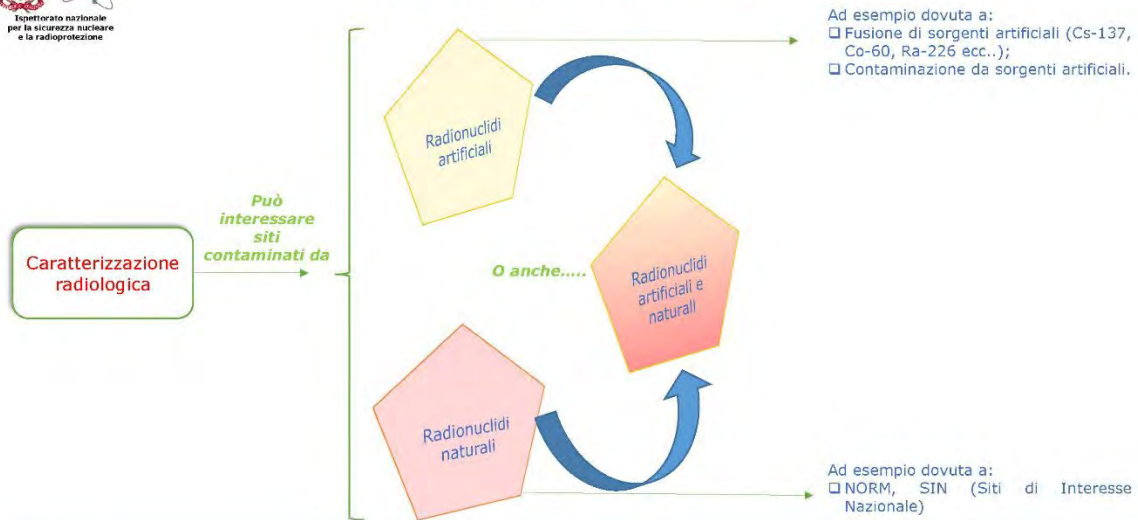


...è essenziale prima di intraprendere un programma di bonifica. Devono essere ottenuti dati affidabili e idonei in merito alla distribuzione e alle proprietà fisiche di tutti i contaminanti radioattivi. I dati di caratterizzazione sono necessari per valutare i rischi di radiazione associati e vengono utilizzati per la pianificazione del progetto per il ripristino ambientale.

Slide n. 13



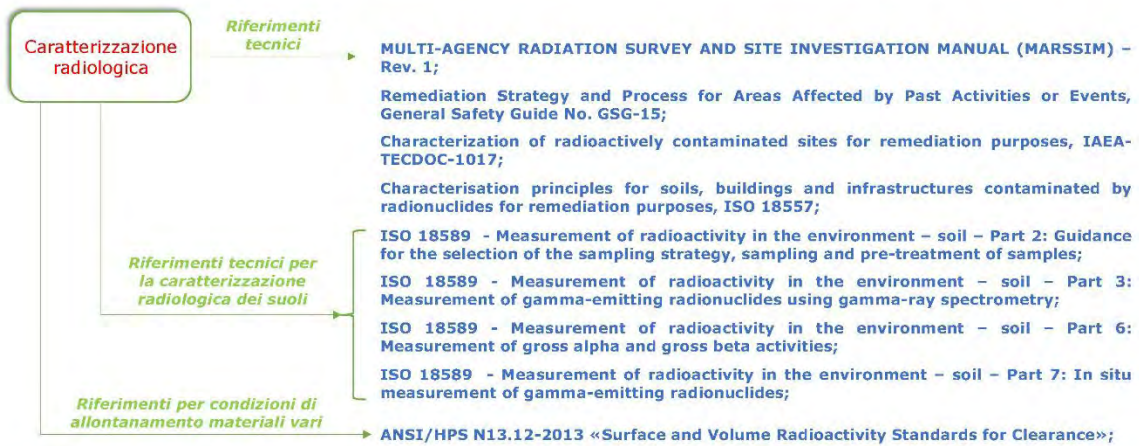
La caratterizzazione radiologica (2)



Slide n. 14



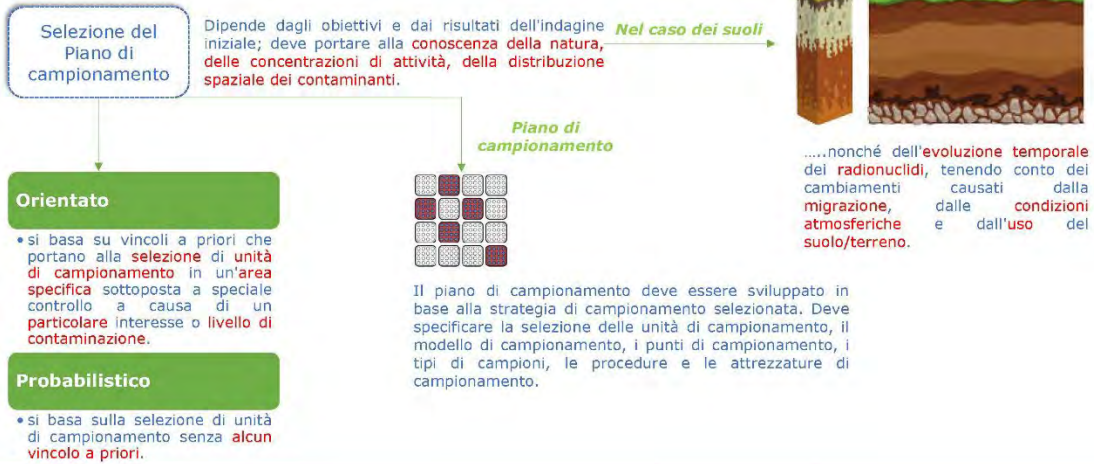
La caratterizzazione radiologica (3)



Slide n. 15



Il piano di campionamento (1)

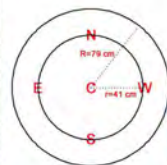


Slide n. 16



Contaminazione da NORM (1)

Sito contaminato da NORM a causa del processo di estrazione del petrolio, che ha portato ad un'elevata concentrazione di ^{226}Ra e ^{210}Pb .



Rivelatore BEGe con collimatore da 90° in piombo. Il rivelatore ha un campo "visivo", relativamente il ^{210}Pb , pari ad un'area di raggio 41 cm.

Rivelatore BEGe con collimatore da 90° in piombo. Il rivelatore ha un campo "visivo", relativamente il ^{210}Pb , pari ad un'area di raggio $r=41$ cm mentre, nel caso del ^{226}Ra , pari ad un'area di raggio $R=79$ cm.

Slide n. 17

Contaminazione da NORM (2)

Laboratory γ spectrometry (measurement time 1 h)

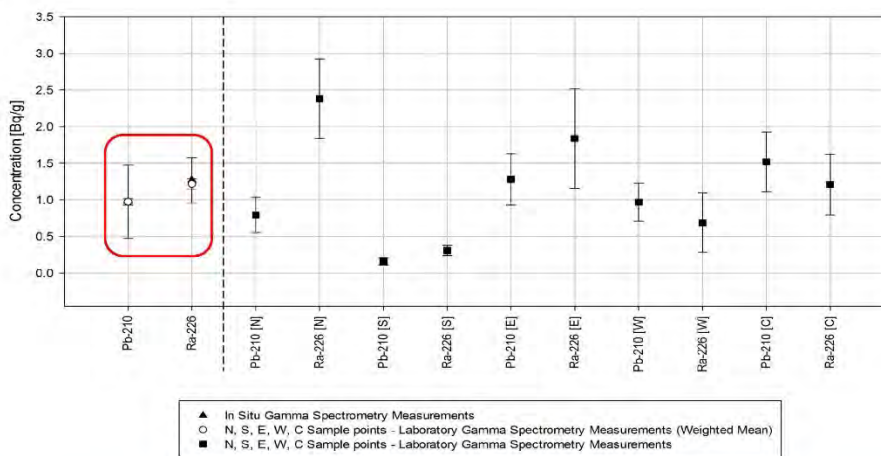
Radionuclide	Sample N			Sample S		
	Conc. (Bq/g)	Δ Conc (Bq/g)	MDC (Bq/g)	Conc. (Bq/g)	Δ Con (Bq/g)	MDC (Bq/g)
Pb-210	7.94E-01	2.41E-01	5.25E-02	1.61E-01	4.74E-02	5.78E-02
Ra-226	2.38E+00	5.41E-01	9.46E-01	3.10E-01	7.04E-02	4.03E-02
Radionuclide	Sample E			Sample W		
	Conc. (Bq/g)	Δ Conc (Bq/g)	MDC (Bq/g)	Conc. (Bq/g)	Δ Conc (Bq/g)	MDC (Bq/g)
Pb-210	1.28E+00	3.48E-01	1.64E-01	9.69E-01	2.61E-01	4.37E-02
Ra-226	1.84E+00	6.80E-01	1.37E-01	6.88E-01	4.03E-01	5.03E-01
Radionuclide	Sample C					
	Conc. (Bq/g)	Δ Conc (Bq/g)	MDC (Bq/g)			
Pb-210	1.52E+00	4.09E-01	5.41E-02			
Ra-226	1.21E+00	4.14E-01	1.03E-01			

In situ γ spectrometry
(measurement time 3 h)

Radionuclide	Conc. (Bq/g)	Δ Conc (Bq/g)	MDC (Bq/g)
Pb-210	9.75E-01	4.99E-01	6.04E-01
Ra-226	1.27E+00	3.08E-01	2.12E-01

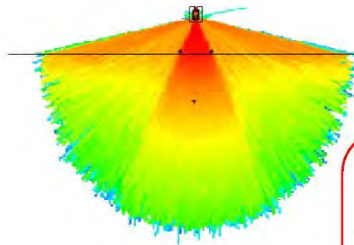
Slide n. 18

Contaminazione da NORM (3)

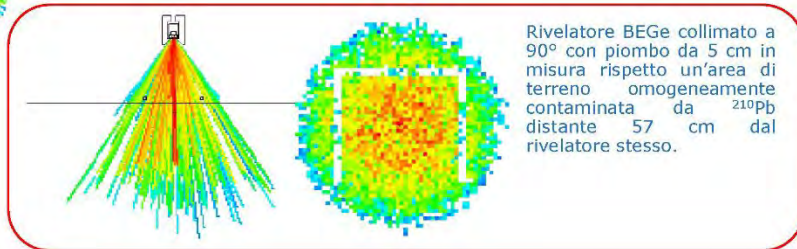


Slide n. 19

Contaminazione da NORM (4)



Rivelatore BEGe collimato a 30° con piombo da 5 cm in misura rispetto un'area di terreno omogeneamente contaminata da ^{137}Cs , area di visualizzazione di raggio pari a ~ 2.6 m.



Rivelatore BEGe collimato a 90° con piombo da 5 cm in misura rispetto un'area di terreno omogeneamente contaminata da ^{210}Pb distante 57 cm dal rivelatore stesso.

Slide n. 20

Contaminazione con Ossidi di Uranio (1)

Nel **2018** un piccolo fustino (~25 kg) contenente **Ossidi di Uranio** (probabilmente utilizzato per la colorazione di ceramiche e vetri) è accidentalmente introdotto in una azienda per la lavorazione di metalli e viene inserito nella **presso-cesoia** che viene contaminata. Si contamina anche la **pavimentazione** e circa **70 t di frammenti di metallo**, posti all'interno di vari contenitori.

Parte del materiale metallico, composto da rottami, polvere e minutaglia di ferro, terriccio ed acqua contaminati da Ossidi di Uranio, giunge in **due carichi da 28 t presso un'acciaieria** i cui **controlli radiometrici all'ingresso** rilevano contaminazione e il **materiale è rimandato indietro**.

Nel **2019** una prima società effettua la bonifica della presso-cesoia per consentirne l'uso ed esegue le prime indagini radiologiche.

All'inizio del **2021** intervengono una **seconda e terza società** che eseguono la **caratterizzazione dei materiali**, effettuando anche valutazioni radiologiche

Nel giugno **2021** ISIN è coinvolta sui pareri di **allontanamento e bonifica di parte dei materiali** e della **presso-cesoia**; viene quindi istituita una commissione consultiva ai sensi dell'art. 201 del D. Lgs. 101/2020.

2018 → 2019 → 2021 → 2024

Nel luglio del **2024** è emesso il **Decreto Prefettizio** il quale consente il riutilizzo della presso-cesoia e della pavimentazione, e stabilisce le prescrizioni finalizzate all'allontanamento dei materiali.



Slide n. 21



Contaminazione con Ossidi di Uranio (2)

Inquadramento normativo – D.Lgs. n. 230/1995

Nell'ipotesi che gli ossidi di uranio fossero stati impiegati in una vetreria come additivi in grado di conferire ai prodotti commercializzati determinate proprietà cromatiche, si ricadeva nelle disposizioni di cui all'art. 18-bis del D. Lgs. n. 230/1995 e successive modifiche, che disciplinava l'aggiunta intenzionale di materie radioattive nella produzione e manifattura dei beni di consumo (come i vetri).

Il D.Lgs. n. 230/1995 all'articolo 4 definiva:

- a) **materia radioattiva** come "sostanza o insieme di sostanze radioattive contemporaneamente presenti. Sono fatte salve le particolari definizioni per le materie fissili speciali, le materie grezze, i minerali quali definiti dall'articolo 197 del trattato che istituisce la Comunità europea dell'energia atomica e cioè le materie fissili speciali, le materie grezze e i minerali nonché i combustibili nucleari";
- b) **sostanza radioattiva** "ogni specie chimica contenente uno o più radionuclidi di cui, ai fini della radioprotezione, non si può trascurare l'attività o la concentrazione".

Il caso in questione quindi si configurava come una "pratica non più in atto" e ricadeva nell'ambito dell'art. 126-bis del D.Lgs. n. 230/1995 concernente gli "Interventi nelle esposizioni prolungate", la cui gestione includeva anche la gestione dei materiali radioattivi rinvenuti sino alla loro messa in sicurezza.

.....nessuna delle definizioni distingueva se la materia radioattiva fosse di origine artificiale o naturale, né conseguiva che tale distinzione non rilevava ai fini dell'applicazione delle disposizioni di cui all'art. 18-bis e l'attività che veniva svolta dalla vetreria ricadeva nell'ambito di applicazione del medesimo articolo.

Slide n. 22



Contaminazione con Ossidi di Uranio (3)

Inquadramento normativo – D.Lgs. n. 101/2020

Nel 2023 la Prefettura chiede ad ISIN e all'ARPA una specifica valutazione sull'inquadramento tecnico - giuridico della situazione riscontrata all'interno dell'azienda per la lavorazione dei metalli e le modalità di caratterizzazione ed allontanamento dei materiali ivi rinvenuti; in particolare è richiesta una valutazione tecnico - operativa, sia un parere giuridico sulle norme applicabili alla **situazione di esposizione a ossidi di uranio** rilevata all'interno dello stabilimento.

ISIN rileva che la fattispecie consiste nella **contaminazione di un'area** che interessa una porzione della pavimentazione dello stabilimento, la presso-cesoia nonché vari pezzi lavorati (alcune decine di tonnellate di prodotto metallico) ed è stata **causata**, sulla base di quanto comunicato, **dalla triturazione "accidentale" di un fustino contenente ossidi di uranio** di cui non risulterebbe essere stata rilevata la presenza, neppure tramite gli strumenti di controllo radiometrico.

Così ricostruita, si è ritenuto che la fattispecie potesse rientrare nell'articolo 198, comma 1, lettera a), punto 3) del D.Lgs 101/2020, trattandosi di un evento radiologico che non ha determinato un'emergenza sul territorio nazionale, ed essere ascritto alla categoria di "incidente" che l'art. 7, comma 1, n. 70), del medesimo D.Lgs., definisce come "avvenimento non intenzionale le cui conseguenze sono significative dal punto di vista della radioprotezione e possono comportare dosi superiori ai limiti stabiliti dalla norma vigente".

incidenti o eventi nucleari o radiologici anche avvenuti all'estero senza aver determinato un'emergenza sul territorio nazionale

Slide n. 23



Contaminazione con Ossidi di Uranio (4)

.....Continua «Inquadramento normativo – D.Lgs. n. 101/2020»

Tale ricostruzione, tuttavia, implica che l'avvenimento sia occorso al di fuori del potere di controllo dell'operatore risultando imprevisto e imprevedibile con l'esclusione di ogni fattispecie di dolo o colpa. In caso contrario, – ad esempio, dovessero essere riscontrate mancanze nella gestione e nella configurazione dei portali radiometrici presenti all'ingresso dello stabilimento –, l'evento in esame non risulterebbe un "incidente" e rientrerebbe nel più ampio campo di applicazione dell'articolo 198, comma 1, lettera a), punto 1) del D.Lgs 101/2020.

attività del passato che non sono mai state sottoposte a controlli amministrativi o che non sono state disciplinate conformemente alle disposizioni del presente decreto;

In entrambi i casi, ai fini procedurali si applicano gli articoli 199-202 del D.Lgs. 101/2020, che attribuiscono il coordinamento delle relative misure correttive e protettive al Prefetto.

Slide n. 24



Contaminazione con Ossidi di Uranio (5)

Decreto del Prefetto del 19.07.2024

E' trasmesso all'azienda per la lavorazione di metalli il Decreto del Prefetto e per conoscenza a tutti gli enti coinvolti nella Commissione Consultiva.



Allegato 1

Prescrizioni tecniche per riutilizzo e allontanamento:
A) Prescrizioni generali;
B) Presso-cesoia;
C) Pavimentazione sottostante la presso-cesoia e zone limitrofe;
D) Allontanamento materiali metallici nei cassoni.

Allegato 2

Analisi tecniche alla base della formulazione delle stesse prescrizioni tecniche di cui all'Allegato 1.

Autorizza il **riutilizzo** della presso-cesoia e della pavimentazione sottostante, nonché l'**allontanamento** dei cassoni per i quali siano state verificate le condizioni di allontanamento, nel rispetto delle prescrizioni contenute nell'**Allegato 1**, comprovate con quanto rappresentato nell'**Allegato 2**, parti integranti del Decreto stesso.

Slide n. 25



Contaminazione con Ossidi di Uranio (6)

A) Prescrizioni generali

A-2) Deve essere data **dimostrazione**, anche con codici di calcolo, che **l'intera unità metrica di riferimento** (ad esempio 400 kg nel caso di materiali metallici e 1000 Kg o 1 m³ nel caso di materiali cementizi e vari) sia **inclusa nel "campo di visualizzazione"** (CDV) del **rivelatore**. Nel caso in cui il suddetto CDV non includa l'intera unità metrica di riferimento sopra indicata, la verifica dei livelli di allontanamento deve essere attuata con *N* misure, ciascuna in grado di verificare la suddetta unità metrica (ad esempio due o più misure affiancate lungo i lati maggiori di un contenitore);

.....
A-5) Entro 30 giorni dall'effettivo allontanamento, tenendo conto delle strategie di cui all'articolo 201 del D. Lgs 101/2020, dovrà essere presentato alla Prefettura un piano per la messa in sicurezza del materiale non allontanabile;

.....
A-7) I materiali destinati all'allontanamento dal sito devono essere corredati:
a) dal benestare all'allontanamento dei materiali stessi, rilasciato dall'esperto di radioprotezione incaricato;
b) dal nulla osta all'allontanamento del rappresentante legale del sito.

L'allontanamento dei materiali e l'indicazione della destinazione finale degli stessi, deve essere preventivamente notificato, almeno 30 giorni prima dell'effettivo allontanamento, alla Prefettura, alla quale dovrà essere successivamente fornita attestazione dell'effettivo conferimento entro il termine di 90 giorni dall'effettuazione dello stesso.

Slide n. 25



Contaminazione con Ossidi di Uranio (7)

.....**Continua**

A-10) Al **termine delle verifiche finali** e **prima dell'inizio dell'effettivo allontanamento**, i **materiali** identificati come **"allontanabili"** dovranno essere **collocati** per la durata di **10 giorni in aree idonee** e dovranno essere messi a disposizione **per eventuali controlli da parte delle autorità competenti**. Precedentemente sarà pertanto necessario inviare alle suddette autorità una comunicazione che evidenzia le date di inizio e fine di tale intervallo temporale. I materiali dichiarati "allontanabili" devono essere lasciati imperturbati durante questo periodo di tempo e deve essere garantita la possibilità di effettuare misure indipendenti nelle medesime condizioni di quelle eseguite per l'allontanamento.

A-11) Fermo restando quanto sopra, lo smaltimento di tali materiali dovrà avvenire entro e non oltre 90 giorni dalle verifiche finali per l'allontanamento degli stessi.

A-12) L'allontanamento comporta l'integrale soggezione della gestione e dell'eventuale riutilizzo dei materiali alle disposizioni di settore dettate dal D. Lgs 152/2006, con riferimento sia all'ambito oggettivo di applicazione sia al regime delle esclusioni dalla disciplina generale dei rifiuti.

Slide n. 26



Contaminazione con Ossidi di Uranio (8)

B) Presso-cesoia

- B-1) La misura della concentrazione di attività per unità di superficie deve essere mediata su aree dell'ordine di qualche centinaio di cm² fino a 1000 cm² e il livello di allontanamento autorizzato è pari a 1 Bq/cm² per U-238 nel caso di riutilizzo diretto.

C) Pavimentazione sottostante la presso-cesoia ed aree limitrofe

- C-1) L'allontanamento incondizionato per riutilizzo della pavimentazione cementizia deve rispettare congiuntamente i livelli di concentrazione per unità di superficie e per unità di massa, risultanti dalle verifiche radiometriche effettuate sulla pavimentazione ancora integra;
- C-2) Per l'allontanamento incondizionato per riutilizzo della pavimentazione cementizia sono fissati i seguenti livelli di allontanamento di superficie e di massa:

Radionuclide	Livello di allontanamento contaminazione superficiale [Bq/cm ²]	Livello di allontanamento concentrazione di attività di massa [Bq/g]
U-238	1	1

- C-3) Le misure di concentrazione di attività per unità di superficie devono essere mediate su di una superficie non maggiore di 1 m² mentre le misure di concentrazione di attività per unità di massa devono essere riferite a una quantità di materiale non maggiore di 1000 Kg.

Slide n. 27



Contaminazione con Ossidi di Uranio (9)

D) Allontanamento materiali metallici nei cassoni

- D-1) Ogni singola misura della concentrazione di attività per unità di massa deve essere riferita a una quantità di materiale non superiore a 400 kg;

- D-3) Per l'allontanamento incondizionato dei cassoni contenenti materiali metallici sono fissati i seguenti livelli di allontanamento di massa:

Radionuclide	Livello di allontanamento per la concentrazione di attività di massa [Bq/g]
U-238	1

- D-5) Il rispetto del livello di allontanamento (C_{LA}) prescritto deve essere verificato sommando il valore risultante dalla misura analitica (M) e le pertinenti incertezze di misura (ΔM) ovvero, $M + \Delta M < C_{LA}$. Per l'incertezza di misura ΔM dovrà essere preso a riferimento il valore conservativo pari al 100 % della misura analitica.

Slide n. 28



Osservazioni ed elaborazioni tecniche a supporto del parere formulato dall'ISIN (1)

Valutazioni indipendenti effettuate con codice MCNP6.2 rilevano i seguenti aspetti di dettaglio riguardanti le misure spettrometriche eseguite dall'Esperto di Radioprotezione.

Per tali valutazioni è stato preso a riferimento un cassone, avente densità apparente pari a 0.51 g/cm^3 :

- i) la posizione del rivelatore dotato di cristalli di NaI rispetto al medesimo cassone non permette di rilevare tutti i gamma provenienti dall'intero cassone, supposto omogeneamente contaminato, di conseguenza, sebbene sia stata presa a riferimento una massa di circa 400 kg, il fatto che il rivelatore "veda" solo parte dei fotoni gamma provenienti dall'intero materiale contaminato non rende la procedura di misura conservativa ma, probabilmente, diluisce i fotoni gamma rilevati dal rivelatore nell'intera massa di 400 kg. Questo è facilmente dimostrabile grazie all'utilizzo del codice MCNP6.2 con il quale è stata riprodotta fedelmente la geometria di misura fornita dall'Esperto di Radioprotezione, e lo stesso rivelatore. Come si può notare, utilizzando la tecnica di varianza DXTRAN di MCNP6.2, la quale permette di definire il comportamento di un rivelatore di radiazioni all'interno di un campo di radiazioni e la probabilità di rivelazione, allontanandosi dal rivelatore la probabilità di "vedere" un fotone gamma proveniente dall'intero cassone diminuisce in modo consistente rendendo, di fatto, alcune aree dello stesso cassone "non visibili" allo stesso rivelatore. I colori più intensi (tendenti al rosso) evidenziano la maggiore probabilità di rivelazione e, quelli meno intensi (tendenti al bianco), la quasi totale assenza di rivelazione delle radiazioni. Questo effetto potrebbe essere notevolmente compensato e le misure risulterebbero più omogenee e rappresentative effettuando diverse misure spettrometriche nell'intorno del cassone stesso.

Slide n. 29



Osservazioni ed elaborazioni tecniche a supporto del parere formulato dall'ISIN (2)



Slide n. 30

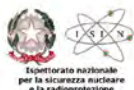


Osservazioni ed elaborazioni tecniche a supporto del parere formulato dall'ISIN (3)

- ii) È necessario comprendere le **motivazioni** per le quali il **rivelatore** è **posizionato in basso**, a ridosso della struttura portante del cassone, **in posizione non centrata**. Inoltre, **non si comprendono le motivazioni sulla geometria di collimazione** che lascia scoperta la maggior parte dei lati della testa del rivelatore (obiettivo primario della collimazione stessa), **non garantendo** quindi un'**adeguata schermatura del fondo** di radiazione e della radiazione diffusa.
- iii) Nella relazione viene riportato che l'affidabilità dei risultati in termini di concentrazione di attività per unità di massa è confermata dal confronto con le misure ottenute con altro spettrometro: in realtà queste presentano discrepanze anche pari ad un fattore 3. Inoltre, nei risultati non è chiaro se si è tenuto conto o meno degli errori associati alle due misure.



Slide n. 31



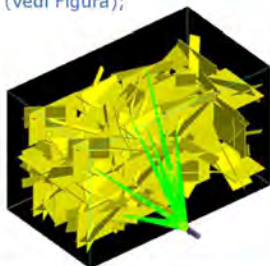
Osservazioni ed elaborazioni tecniche a supporto del parere formulato dall'ISIN (4)

Le **simulazioni Monte Carlo**, effettuate da questo **Ispettorato** sia con il software MCNP6.2 e con GEANT4-11.2.0, hanno prodotto una serie di **evidenze** circa il **contributo all'incertezza delle misure indotto dalla peculiare geometria di rivelazione e dell'altrettanto singolare distribuzione della contaminazione**.

Le simulazioni sono state basate sulle informazioni riguardanti un cassone, fornite dall'Esperto di Radioprotezione incaricato.

L'**incertezza** delle misure dipende prevalentemente da **3 fattori**:

- **considerando una distribuzione omogenea del metallo** all'interno del cassone o, diversamente, **considerando la presenza di lastre di metallo variamente contaminate** e la loro **distribuzione casuale** all'interno del cassone (configurazione più simile a quella descritta nella documentazione, anche fotografica, a disposizione), la **variabilità** tra i due casi è **dell'ordine del 60%** (vedi Figura);



Visualizzazione 3D delle simulazioni effettuate con il codice GEANT per evidenziare il comportamento di rottami metallici posti casualmente all'interno dello scarrabile.

Slide n. 32



Osservazioni ed elaborazioni tecniche a supporto del parere formulato dall'ISIN (5)

- a parità di disposizione delle lastre contenute all'interno del cassone, l'incertezza dovuta alla diversa posizione del rivelatore è di circa il 35%;
- una differente disposizione delle lastre all'interno del cassone contribuisce all'incertezza per un fattore dal 10% al 27%.

Pertanto, sommando in quadratura queste incertezze di misura, ottenute mediante le simulazioni Monte Carlo, si arriva ad una incertezza totale del 74%.

Nelle simulazioni non si sono valutati alcuni fattori (legati ad aspetti quali la collimazione, la presenza del fondo di radiazione ambientale e la risoluzione energetica del rivelatore) che, nelle misure sperimentali, contribuiscono ulteriormente all'incertezza di misura.

Per tale motivo si ritiene che, al fine di ottenere delle misure conservative, l'incertezza di misura ΔM dovrà essere innalzata dal 74 % al 100 % del risultato della misura analitica, così come riportato alla proposta di Prescrizione D-5.

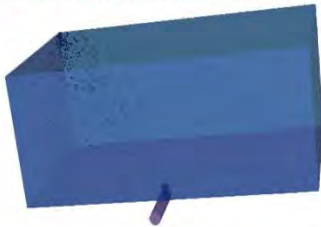
Date le incertezze I_1 , I_2 e I_3 , l'incertezza totale, ottenuta sommando in quadratura le 3 incertezze è pari a $I_{tot} = \sqrt{I_1^2 + I_2^2 + I_3^2}$

Slide n. 33

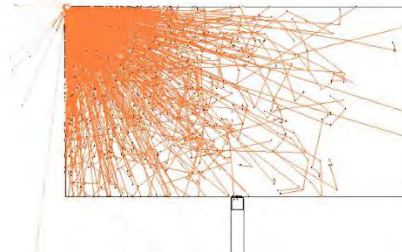


Osservazioni ed elaborazioni tecniche a supporto del parere formulato dall'ISIN (6)

Nelle valutazioni di questa incertezza non si è tenuto conto dello scenario che contribuisce maggiormente alla variabilità delle misure e che è legato alla eventuale disomogeneità della distribuzione della contaminazione radioattiva: in caso di una distribuzione puntuale (Figure in basso) piuttosto che omogenea l'incertezza sulla misura può essere pari a quasi un fattore 100.

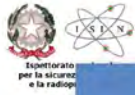


Visualizzazione 3D delle simulazioni effettuate con il codice MCNP6.2 per evidenziare il comportamento di una matrice metallica, omogeneamente contaminata, all'interno di un box. Per calcolare, conservativamente, l'efficienza di rivelazione assoluta, è stato immaginato di posizionare una sorgente planare nell'angolo alto del box al fine di valutare i casi limite.



Visualizzazione, sul piano xy, delle tracce dei gamma provenienti dalla sorgente planare posta nell'angolo alto del box e comportamento delle stesse all'interno del metallo.

Slide n. 34



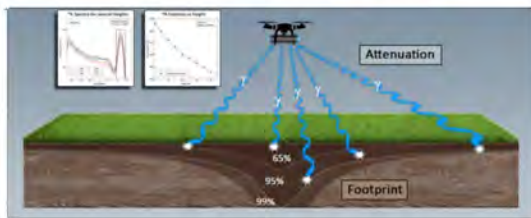
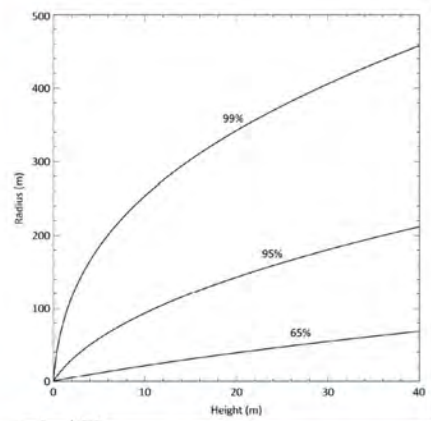
Impiego di droni per le misure di caratterizzazione radiologica (1)



"Di moda", ma utile solo in caso di contaminazione elevata da artificiali rispetto a fondo naturale.

Miniere di Uranio/minerali
Siti di riprocessamento
Survey geologici
Sorgenti orfane
Aree soggette a incidenti
Siti NORM

Non applicabile, il segnale deve essere maggiore del fondo ambientale



Slide n. 35



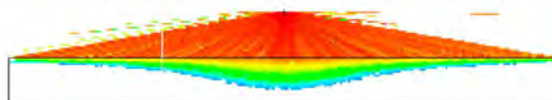
Impiego di droni per le misure di caratterizzazione radiologica (2)

La tecnologia con Droni impiega rivelatori non collimati, pertanto ad esempio, ad una altezza di 5 m dal piano campagna si ha un FOV ("Field of view"), relativo allo stesso sistema di misura, pari ad un'area di 2600 m², con una profondità di rivelazione dei fotoni gamma nel terreno variabile in dipendenza dell'estensione dell'area identificata dal FOV nel caso di contaminazione da Ra-226.

Questa condizione è stata verificata calcolando la porzione di terreno visibile dal rivelatore con la tecnica stocastica del ray-tracing (codice MCNP6.2), basata su DXTRAN MESH TALLY (TYPE 4) che risulta essere uno strumento analitico utile per determinare il comportamento dei rivelatori nell'ambiente.

Il risultato della simulazione è schematizzato in Figura, in cui i colori più intensi (in particolare il colore rosso) rappresentano una stima dei valori di efficienza di rivelazione maggiori. Il rettangolo bianco evidenziato rappresenta, invece, il terreno in cui si ipotizza che sia contenuta una contaminazione radioattiva da ²²⁶Ra omogeneamente distribuita.

Come si vede in Figura, la profondità di rivelazione è massima (circa 25-30 cm) solo in corrispondenza della verticale rispetto il rivelatore, mentre negli altri punti la profondità di rivelazione diminuisce progressivamente.



FOV sul piano xz rispetto il rivelatore montato sul drone, ad un'altezza di 5 m dal piano campagna

Slide n. 36

L'esperienza internazionale sul rilascio di siti contaminati (259)

Celso Osimani

Celso Osimani S.r.l.s. Via Firenze 12 2100 Varese

Osimace@libero.it



La dimensione del problema

- Nel mondo vi sono innumerevoli siti o terreni, che hanno subito una contaminazione di diverse origini
 - Vi sono vaste aree contaminate a seguito di incidenti nucleari o addirittura a seguito delle esplosioni di bombe atomiche negli anni '60 e '70
 - Vi sono siti dove depositi di rifiuti radioattivi o laboratori hanno causato contaminazioni localizzate all'interno del sito o diffuse anche nell'ambiente esterno
 - Vi sono molte altre situazioni di tipo accidentale e vi sono anche i siti dove vi sono centrali nucleari ferme ed in decommissioning dove, nel corso dell'esercizio per vari motivi possono essere stati creati degli hotspot
- Le bonifiche di siti contaminati e, comunque, i criteri per il rilascio incondizionato di siti che hanno visto impianti industriali con utilizzo di materiali radioattivi sono questioni di grande importanza tecnica, economica ed anche etica

LUCCA - 25-27 SETTEMBRE 2024

2



L'attenzione a livello internazionale

- In questa presentazione, data la complessità del tema e la brevità del tempo concesso, posso dare solo un quadro generale dell'approccio internazionale al tema sottolineando l'importanza di alcuni temi
 - Gli aspetti tecnici, pure interessanti e determinanti, richiederebbero tempi molto superiori
- Infine ho pensato di dare qualche informazione sulla situazione e sui programmi di bonifica delle aree attorno alla centrale di Fukushima anche come banco di prova di nuove tecnologie e di approcci normativi più attenti alla ottimizzazione dei processi



LUCCA - 25-27 SETTEMBRE 2024

3



Studio NEA del 2014 e del 2016

- Lo studio è ormai datato, ma molte delle conclusioni sono a mio avviso ancora valide
- Il rapporto è basato sulle risposte fornite da 10 Paesi OECD (inclusa l'Italia) ad un questionario distribuito a tutti i Paesi parte della NEA
- Le principali conclusioni dello studio (valide al tempo della pubblicazione) sono state:
 - La normativa specifica su bonifiche e rilascio di siti contaminati è ancora molto generale ed in alcuni casi mancante
 - La normativa generale sulla protezione dagli effetti della radioattività è presente in tutti e 10 i Paesi
 - In 9 Paesi vi sono normative che trattano tra altri argomenti anche la bonifica dei siti
 - 6 Paesi hanno legislazione complessiva che tratta specificatamente di decommissioning e di bonifiche
 - 1 solo Paese ha una normativa specifica sulla bonifica di siti contaminati
- L'esperienza di bonifica e rilascio di siti è piuttosto limitata con eccezione della Germania e degli USA dove vi sono numerose società che offrono questi servizi
- Comunque solo pochi siti con contaminazioni rilevanti hanno raggiunto l'end state prefissato. Sono molti, viceversa, i casi in cui siti con bassa e localizzata contaminazione sono stati bonificati



Gli elementi di discussione

- Vorrei introdurre alcuni dei punti non -tecnologici che emergono nelle discussioni a livello internazionale perché non sufficientemente discussi ed applicati
- Il primo aspetto è quello della definizione ottimale dello stato finale del sito secondo un criterio di sostenibilità
- Il secondo aspetto è relativo alla necessità di ottimizzare in modo integrato la progettazione delle diverse fasi che vanno dalla chiusura dell'impianto al rilascio del sito
 - I progetti dovrebbero essere integrati fin dall'inizio e non sviluppati in serie



Bonifica sostenibile

- Il primo tema si riferisce alla **identificazione dello stato finale ottimale e sostenibile** di un sito contaminato
- Il termine bonifica viene generalmente utilizzato per intendere una riduzione dell'impatto di terreni e falde contaminate per proteggere l'ambiente e arrivare ad uno stato del sito che permetta il suo uso futuro previsto. Ma quale uso e come assicurare la protezione dell'ambiente e della popolazione (oltre che dei lavoratori) senza creare ulteriori danni secondari?
- L'esperienza internazionale dimostra che, dopo un'accurata caratterizzazione, ed applicando le tecnologie e le metodologie esistenti, in teoria è possibile ridurre la contaminazione in qualunque sito fino ad una condizione in cui può essere destinato a qualunque uso. Ma è questa la soluzione migliore e più sostenibile?
 - Ovviamente la risposta dipende anche dalla complessità del sito e dai livelli iniziali di contaminazione e dell'area interessata
 - La risposta può essere diversa per esempio nei casi in cui la contaminazione ha raggiunto o rischia di raggiungere le falde acquifere e se l'area interessata è assai grande come nel caso della contaminazione dei terreni al di fuori del sito dopo un grave incidente nucleare



Bonifica sostenibile

- Nei casi più complessi l'obiettivo di ripristinare le condizioni radiologiche di un sito a quelle pre-impianto può avere implicazioni ambientali, sanitarie, sociali ed economiche che in un bilancio complessivo possono portare a dimostrare come questa non sia la scelta migliore (e presuppone di avere un «finger print» della situazione pre-impianto)
- Elementi da prendere in considerazione includono i volumi di terreno da asportare ed il loro trasporto al deposito finale, il fatto che il sito possa essere utilizzato ad esempio per altre infrastrutture energetiche ed industriali, l'impatto del loro trasporto, la rilevanza del sito dal punto di vista ambientalistico, residenziale o ricreativo
- Queste problematiche hanno dato origine al termine di «**bonifica sostenibile**», che sostanzialmente significa che ogni bonifica deve portare ad un beneficio netto sia a breve che a lungo termine per l'ambiente e per le persone, oltre che essere economicamente giustificabile e sostenibile
- Il processo di scelta dello stato finale ed anche delle metodologie di bonifica deve essere sviluppato e documentato con attenzione a tutti gli aspetti e la scelta deve essere presentata e condivisa dalla porzione più larga possibile di tutti gli stakeholders



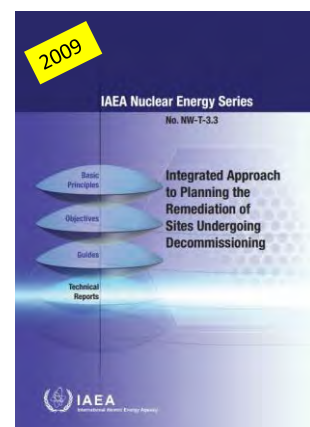
Bonifica sostenibile

- I processi decisionali tradizionali sono basati sul pre-fissare un obiettivo (di dose con metodi, direi, deterministici e quindi progettare il percorso per arrivarci)
- Un'analisi di tutti i rischi connessi potrebbe portare a conclusioni più giustificabili e sostenibili
- Nei casi arrivati a compimento si è proceduto spesso alla rimozione del terreno e al suo smaltimento in discariche autorizzate, dove sono finiti anche i rifiuti condizionati solidi derivanti dal trattamento delle acque contaminate, senza una valutazione tecnica dei rischi connessi al mantenimento del terreno in-situ, magari con tecniche di stabilizzazione dei radionuclidi
- Un progetto di bonifica sostenibile è basato su un approccio integrato, che valuti, sulla base di una analisi di rischio, le strategie che meglio possano garantire la conservazione delle risorse e proteggere la qualità dell'aria, dell'acqua e del terreno
- I fattori da valutare per definire una bonifica sostenibile e provarne la sostenibilità sono:
 - Ambientali
 - Sociali
 - Economici
- Il processo di valutazione deve essere documentato e deve prendere in considerazione questi 3 fattori da tutti i punti di vista dei diversi stakeholder



Progettazione Integrata

- Un secondo tema riguarda la modalità di **progettazione integrata** e di implementazione di un progetto di bonifica
- Tra la chiusura di un impianto e il raggiungimento del end state le fasi fondamentali sono: decommissioning, bonifica del sito, trasporto dei rifiuti e smaltimento in un deposito nazionale di tutto il materiale contaminato derivante anche dalla bonifica
- Molto spesso questi progetti sono sviluppati in modo separato e spesso semplicemente in serie, cioè il risultato della fase precedente costituisce l'input della fase successiva
- Il concetto di integrazione dei diversi aspetti implica una valutazione integrata (life cycle) dei progetti di decommissioning, di bonifica e di gestione dei rifiuti, considerando sia i contaminanti radioattivi che non-radioattivi





Le fasi successive alla bonifica

- Le fasi di trasporto e smaltimento finale del materiale contaminato raccolto durante la bonifica sono anch'essi importanti e dovrebbero rientrare nel concetto di progettazione integrata
 - Nel caso di terreno contaminato, nel caso se ne preveda la rimozione, è necessario valutare gli aspetti di trattamento e condizionamento ai fini sia del trasporto che dello smaltimento visti i volumi coinvolti che possono essere molto rilevanti
- Non tutti i depositi finali per materiale contaminato sono pronti ad accettare grandi quantità di terreno contaminato
 - L'esempio di Fukushima dimostra come in casi eccezionali si possano trovare soluzioni alternative altrettanto sicure come smaltire il terreno con bassa contaminazione in discariche per rifiuti urbani o per rifiuti industriali purché ben realizzati
- E' possibile che la soluzione migliore sia quella di lasciare il terreno poco contaminato in loco provvedendo ad esempio a bloccare la diffusione dei contaminanti con tecniche disponibili



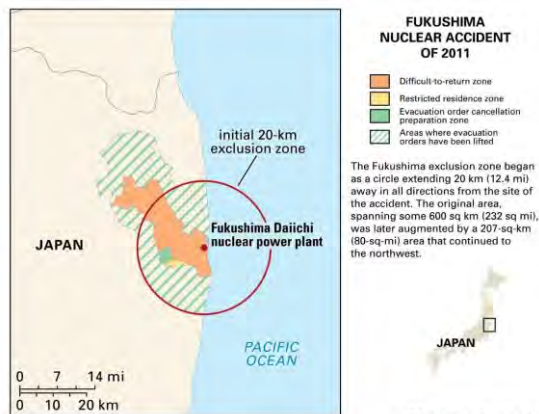
Situazioni post-incidente

- Le conseguenze e le relative sfide di eventi catastrofici come Chernobyl e Fukushima sono enormi ed anche difficili da gestire. Sono ovviamente le situazioni assai più complesse
- Nessun Paese può pensare di predisporre tutto quanto necessario per procedere alle bonifiche di grandi e grandissime aree di terreno con caratteristiche diverse, da boschi a pascoli a centri abitati
- La varietà delle possibili situazioni dopo incidenti gravi rendono poco pratico predisporre a livello preventivo un piano di bonifica. Tuttavia, sarebbe opportuno che alcuni principi ed alcune competenze siano stabiliti in anticipo
- Come già detto, considerazioni di questo tipo dovrebbero portare a considerare l'accettabilità nel deposito centralizzato nazionale di rifiuti radioattivi
- La dimensione e le caratteristiche precipue di un incidente di questo tipo non può essere affrontato preventivamente e solamente un piano generale flessibile di recovery sarebbe fattibile. Il piano generale dovrebbe anche garantire il mantenimento delle competenze chiave sugli aspetti tecnici e di management con riferimento anche ad esempio al rischio di inquinamento delle falde o del mare
- Quello che non è stato fatto a Chernobyl è riuscito molto meglio a Fukushima nonostante i contemporanei danni di un terremoto devastante



L'evacuazione a Fukushima

- Nei primi giorni dopo l'incidente 47.000 persone furono evacuate e molte altre si prepararono ad evacuare anche oltre il raggio di 20 km indicato inizialmente
- Alla fine di marzo 2011, continuando le emissioni dai reattori, la zona di evacuazione fu estesa a 30 km
- Sulla base poi delle analisi ambientali e dei pattern di rilascio un altro corridoio di circa 200 km² fu aggiunto all'ordine di evacuazione e fu definita un'Area di difficile ritorno (vedi figura)
- Mesi dopo le autorità accertarono che alcune aree poco oltre i 20 km dal reattore presentavano livelli relativamente bassi di contaminazione approvando il ritorno della popolazione nelle loro abitazioni
- Già nel 2013 le autorità autorizzarono il riavvio delle attività anche in aree all'interno dei 20 km di raggio, ma non la residenza (Area di decontaminazione speciale con dosi inferiori a 20 mSv/a)
- Entro il 2017 tutti gli ordini di evacuazione furono ritirati ad eccezione dell'area di difficile ritorno che a quel punto coinvolgeva un'area di 371 km²
- Nell'area di sorveglianza intensiva della contaminazione con dosi dopo incidente da 1 a 20 mSv la decontaminazione è stata completata entro marzo 2018



Qualche dato su Fukushima

- I 20 milioni di m³ circa di terreno contaminato, residui vegetali ed altro, immagazzinati in sacchi di plastica (big bags) saranno trasferiti prima in un Interim storage (che copre un'area di 16 km²) realizzato nella zona di esclusione e poi entro 30 anni in un deposito nazionale centralizzato
- Il 75% di questo terreno ha meno di 8.000 Bq/kg e verrà riciclato in opere pubbliche ricoprendolo con terreno non contaminato
- Il 25% verrà ridotto di volume e immagazzinato nell'interim storage
 - Entro Aprile 2024 nel ISF sono stati immagazzinati 13 milioni di m³ di terreno contaminato e 300.000 m³ di ceneri derivanti dall'incenerimento dei residui vegetali
- Nel lungo termine l'obiettivo delle autorità è quello di limitare la dose da irraggiamento esterno a 1 mSv/a per tutta la popolazione in tutte le aree



Breaking news



- Oggi 10 settembre 2024 il rapporto del gruppo di esperti IAEA che hanno lavorato sul tema del terreno contaminato rimosso dalle aree attorno a Fukushima è stato pubblicato e presentato al Governo giapponese
- Il lavoro del gruppo è durato 16 mesi ed è stato approvato dall'IAEA in quanto pienamente in linea con le normative e le guide emesse dall'Agenzia
- Il governo giapponese intende pubblicare un nuovo standard sul riciclo di terreno contaminato entro marzo 2025 basato sulle raccomandazioni IAEA



LUCCA - 25-27 SETTEMBRE 2024

14



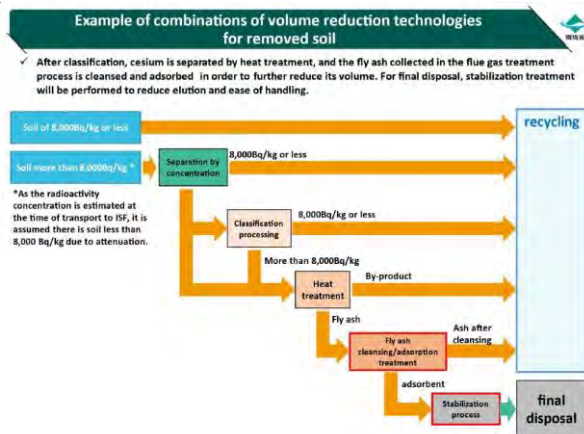
Trattamento del terreno e residui vegetali



- Nello schema a lato (tratto dal doc IAEA) si può vedere il processo di selezione del terreno e le modalità seguite per massimizzare il terreno riciclato e ridurre il volume in particolare dei residui organici
- Si prevede di riciclare il 75% del terreno in varie opere pubbliche



Deposito temporaneo di terreno contaminato



LUCCA - 25-27 SETTEMBRE 2024

15



Separazione e classificazione

- La selezione e la classificazione del terreno rimosso
- Come si vede dalla figura tratta dal documento IAEA la contaminazione di cesio si accumula sulle particelle più fini. Le particelle più grandi presentano una contaminazione inferiore e possono essere riciclate
 - I dati presentati si riferiscono ad un campione di 11 t circa di terreno analizzato in dettaglio
 - In questo caso la riduzione di volume solo con la separazione ammonta al 59%

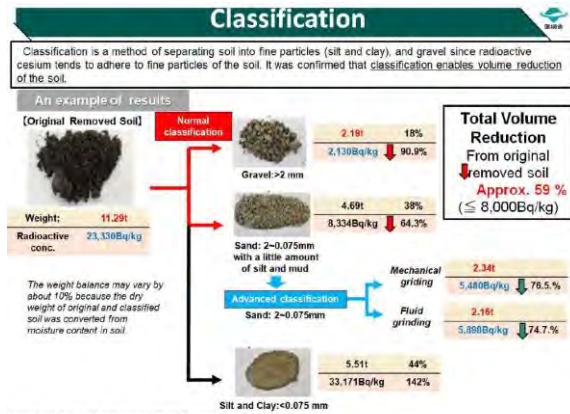


Figure VI Classification method for removed soil.



Obiettivo di dose

- Un elemento fondamentale alla base della decontaminazione del terreno attorno a Fukushima è stato lo stabilire l'obiettivo primario di dose aggiuntiva da rispettare per consentire il riciclo del terreno rimosso
- Il governo giapponese ha fissato tale valore in 1 mSv/a. Il valore derivato di attività specifica tramite un'analisi di sicurezza generale è di 8.000 Bq/kg
 - Questo approccio è in linea con il doc IAEA GSG -18
 - L'analisi è stata fatta con criteri conservativi in linea con la prassi mondiale
 - L'obiettivo di dose può essere conseguito con una gestione corretta dei materiali che sarà stabilita in un decreto ministeriale ed in guide tecniche
- Ottimizzando i sistemi di protezione (come usando coperture di terra non contaminata) le dosi possono essere ulteriormente ridotte
- L'uso di parametri più realistici ottenuti dai progetti dimostrativi possono certamente portare a calcolare dosi inferiori ed a ottimizzare i sistemi di protezione come previsto da IAEA Safety Standards (Principle 5 of the IAEA Fundamental Safety Principles)



Giustificazione della scelta

- La giustificazione di una pratica è uno dei principali principi della radioprotezione (IAEA Safety Standards (SF-1, Principle 4)
 - L'azione deve produrre più vantaggi che svantaggi. In questo caso parliamo della rimozione del terreno e di altri rifiuti
- La separazione del terreno che può essere riciclato è coerente con IAEA Safety Standards (SF - 1, Principle 7) che richiede di minimizzare la generazione di rifiuti radioattivi da smaltire
- I giapponesi affermano che l'obiettivo di 10 microSv/a sarebbe ottenibile prevedendo una sufficiente quantità di terreno a copertura di quello contaminato riciclato, ma che tale operazione non sarebbe giustificata in un contesto di ottimizzazione
 - I 10 microSv/anno è la dose alla quale non sono più necessarie misure di radioprotezione



Ottimizzazione e ALARA

- Il gruppo di esperti IAEA sottolineano che l'ottimizzazione della dose è cosa diversa dalla sua minimizzazione.
- Se si legge la definizione di ottimizzazione nel glossario IAEA si capisce meglio la differenza
 - 'Optimization is the process of determining what level of protection and safety would result in the magnitude of individual doses, the number of individuals (workers and members of the public) subject to exposure and the likelihood of exposure being as low as reasonably achievable, economic and social factors being taken into account (ALARA).'
- Il concetto di ALARA non significa che è necessario scendere a 10 microSv/anno. La dose ottimizzata deve essere inferiore al limite di 1 mSv/anno e viene determinata scegliendo le opzioni che minimizzano tutti i tipi di impatto (ambientali, tecnici, di sicurezza, di impatto sociale ed anche di costo)



Conclusioni

- La bonifica di siti contaminati ed il raggiungimento dell'end state non è un aspetto su cui finora si è posta la necessaria attenzione, che è stata sicuramente minore rispetto a quella sullo smantellamento e sulla gestione dei relativi rifiuti
- La normativa nella maggior parte dei Paesi non è sufficiente per fornire una guida precisa per sviluppare progetti di bonifica
- Numerosi errori si sono fatti in vari progetti, tra cui la mancata od insufficiente coinvolgimento di tutti gli stakeholder
- I concetti di bonifica sostenibile e di progettazione integrata dovrebbero essere maggiormente studiati ed applicati
- Le tecnologie di caratterizzazione e di bonifica esistono, anche se spesso le esperienze non sono esportabili perché sviluppate ad-hoc
- Ovviamente vi sono numerosi esempi di situazioni non particolarmente complesse (anche in Italia) in cui si sono ottenuti ottimi risultati, ma i grandi siti con situazioni complesse molto spesso restano in attesa del completamento dei vari progetti
- La bonifica di Fukushima si spera che possa dare un contributo ed un impulso per lo sviluppo di tecnologie come anche di normative.

Ottimizzazione di una griglia di campionamento per la caratterizzazione radiologica di un sito mediante analisi statistica

Alfonso M. Esposito¹, Antonio Petraglia², Antonio D'Onofrio², Carlo Sabbarese², Francesco Mancini¹, Graziano Pugliese¹

¹Sogin Spa, Via Marsala 54, Roma

²Dipartimento di Matematica e Fisica, Università della Campania "L. Vanvitelli", 81100, Caserta, Italy

antonio.petraglia@unicampania.it

Riassunto

Le bonifiche ambientali comportano la gestione, il controllo e la caratterizzazione di ingenti quantità di terreni. In siti nucleari, è necessario determinare le concentrazioni di inquinanti con la migliore accuratezza possibile al fine di garantire la radioprotezione dei lavoratori e della popolazione. D'altro canto, la scelta delle modalità di campionamento e delle relative misure può facilmente comportare un notevole dispendio di risorse, specialmente in presenza di una fitta rete di campionamento in ampie aree.

L'analisi dei parametri statistici di alcune grandezze radiologiche di interesse, quali la distribuzione dei risultati delle misure effettuate, delle medie e della variabilità di essi, può portare il ricercatore a riconsiderare le procedure in un'ottica di sostenibilità. In particolare, l'analisi spaziale può dare delle indicazioni in tale senso.

In questo lavoro presentiamo un caso studio in cui le variabilità dei parametri analizzati vengono utilizzate per ottenere indicazioni sul miglior dimensionamento della griglia di campionamento in termini di sostenibilità del processo di monitoraggio e di sicurezza radioprotezionistica. L'analisi dati viene effettuata attraverso il software open-source R. Le distribuzioni dei valori ottenuti mediante misure alfa e beta totale risultano con buona approssimazione normali, mentre quelle relative alla spettrometria gamma, risultano lognormali, come già riportato in letteratura. Dallo studio di tipo multilivello, il numero ottimale di maglie e di campioni per maglia viene calcolato attraverso l'analisi della potenza statistica degli stimatori. I risultati ottenuti sono incoraggianti per progettare campagne più snelle e meno onerose senza perdita di informazioni.

INTRODUZIONE

Le bonifiche ambientali comportano una gestione complessa e dispendiosa di risorse per il controllo e la caratterizzazione dei terreni contaminati. Il piano di campionamento e la numerosità dei campioni rappresentano aspetti cruciali in qualsiasi tipologia di indagine. In ambito radiologico ambientale l'assenza di un riferimento normativo o di una linea guida relativa alla determinazione dei suddetti aspetti può creare arbitrarietà ed ambiguità interpretative da parte di tutti gli attori coinvolti. Un chiaro esempio di discrasia normativa si presenta nella gestione delle terre e rocce da attività di scavo. Mentre nel Sistema Nazionale per la Protezione Ambientale, SNPA le "Linee Guida sull'applicazione della disciplina per l'utilizzo delle terre e rocce da scavo" SNPA 22/2019; e il DPR 120/2017 danno chiare indicazioni per il monitoraggio degli inquinanti chimici, la normativa nucleare lascia arbitrarietà ai proponenti e agli enti di controllo in base ai principi di radioprotezione. Questo diverso approccio normativo porta ad alcuni paradossi; per esempio, nel caso di monitoraggio di 1000 metri cubi di terreno, risulta sufficiente effettuare un solo campionamento ed analisi per determinarne la classificazione chimica, mentre, dal punto di vista radiologico il numero di campioni ed analisi può variare da diverse decine a diverse centinaia, fino in alcuni casi alla misura di ogni singolo metro cubo.

Chiaramente questo approccio così differente non consente un'omogeneità operativa delle attività di campionamento e rende il processo radioprotezionistico non ottimizzato. Ottimizzare il metodo di campionamento, riducendo il numero di campioni necessari senza

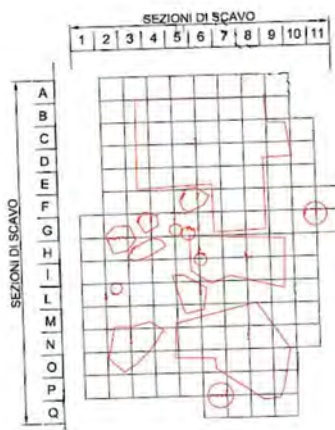
sacrificare l'accuratezza delle stime, rappresenta un grande vantaggio sia in termini economici che di efficienza operativa. In questo contesto si utilizzerà l'analisi statistica bayesiana allo scopo di ottimizzare la stima dei parametri radiologici d'interesse con un numero adeguato di misure.

PIANO DI CAMPIONAMENTO E MISURE

L'area di indagine preso in considerazione in questo studio, ha una superficie totale pari a circa 14.000 m² ed è costituita da due differenti zone a morfologia omogenea (una zona più pianeggiante ed una zona con avvallamenti). Il campionamento è stato effettuato utilizzando un reticolo con maglie quadrate di dimensioni 10 m x 10 m, sono state individuate per l'intera area un numero totale di 136 maglie (fig. 1).

Ciascuna maglia è stata identificata in maniera univoca mediante un codice alfanumerico formato da una lettera ed un numero progressivo in base alla posizione sulla griglia di riferimento. Al fine di affinare il livello di confidenza delle indagini di caratterizzazione, qualora si sospettino o riscontrino anomalie radiometriche, può essere ulteriormente suddivisa in quattro sotto-maglie quadrate di dimensioni 5 m x 5 m. Le sottomaglie vengono identificate apponendo un numero progressivo (da 1 a 4) dopo il codice della maglia in senso antiorario partendo da nord.

Figura 1 - Mappa di campionamento



Maglia di campionamento. I quadrati sono 10 x 10 m²

Per ogni maglia e sotto-maglia sono stabilite in base alla profondità tre differenti fasce di profondità o scavo:

F0: da piano campagna a -0,5 m;

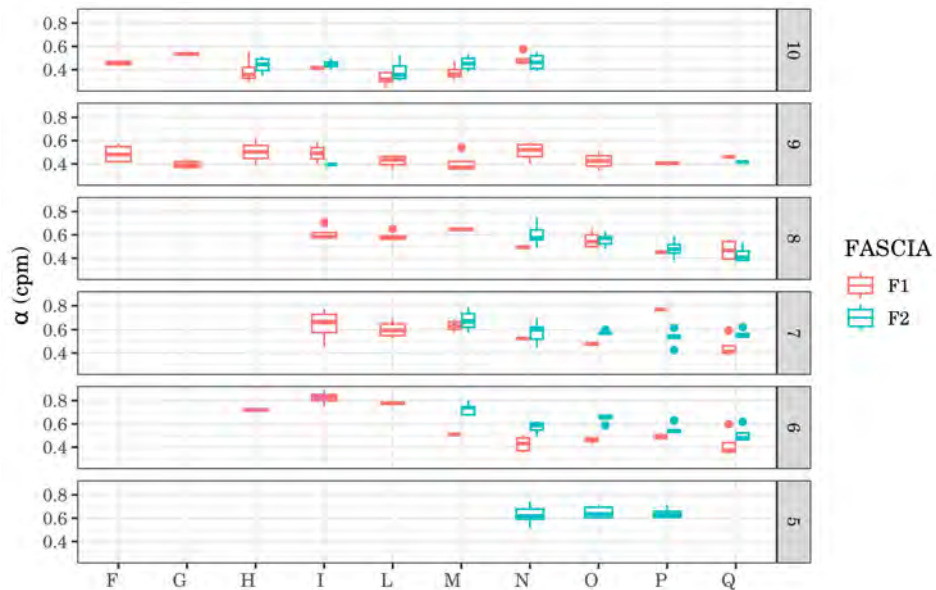
F1: da -0,5 m a -2,5 m;

F2: da -2,5 m fino al massimo di -4,5 m.

L'approccio utilizzato consente di valutare l'eventuale variazione delle concentrazioni dei radionuclidi con la profondità del suolo e al variare della maglia in termini di media e deviazione standard come migliori stimatori del valore vero del parametro indagato. I campioni prelevati sono stati analizzati per determinare il contenuto di radionuclidi alfa, beta e gamma emettitori, con uno screening iniziale di spettrometria gamma, con particolare attenzione al ¹³⁷Cs.

Il numero totale di campioni raccolti è di 2351 (158 in F0, 1622 in F1 e 571 in F2). Non in tutte le maglie sono stati raccolti campioni. Inoltre, in alcune maglie i valori per tutti i campioni sono risultati minori della MDA, ad esempio il numero di campioni in cui il ^{137}Cs maggiore della MDA è 1378. La distribuzione nella griglia dei valori ottenuti da misure alfa, beta e gamma (^{137}Cs) è riportata nelle (fig. 2, 3 e 4), in cui i colori codificano le due profondità. Nei boxplot sono riassunti gli intervalli di variabilità dei dati: i box corrispondono al primo e al terzo quartile (il 25° e il 75° percentile), la linea centrale corrisponde alla

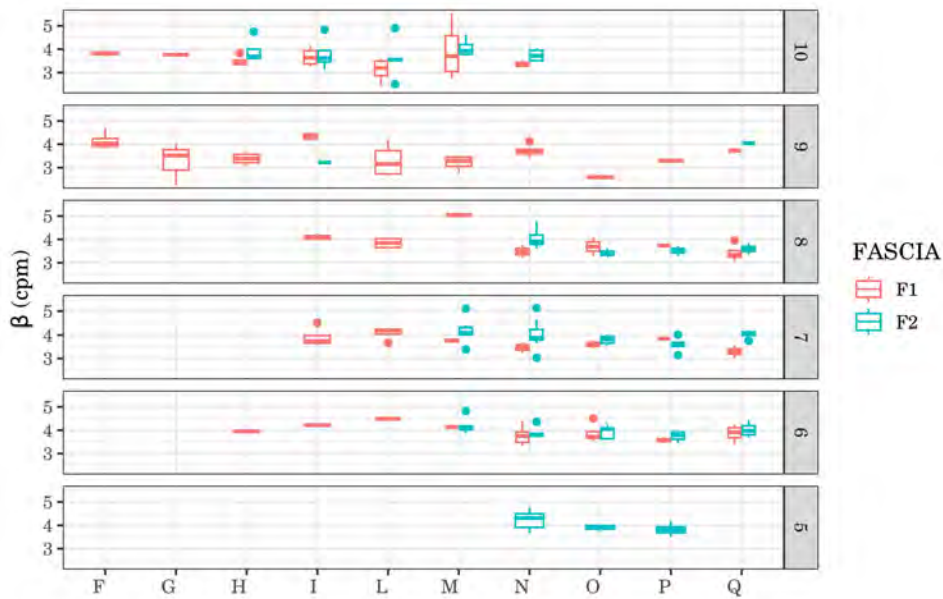
Figura 2 - Mappa valori alfa



Distribuzione nella griglia dei valori alfa

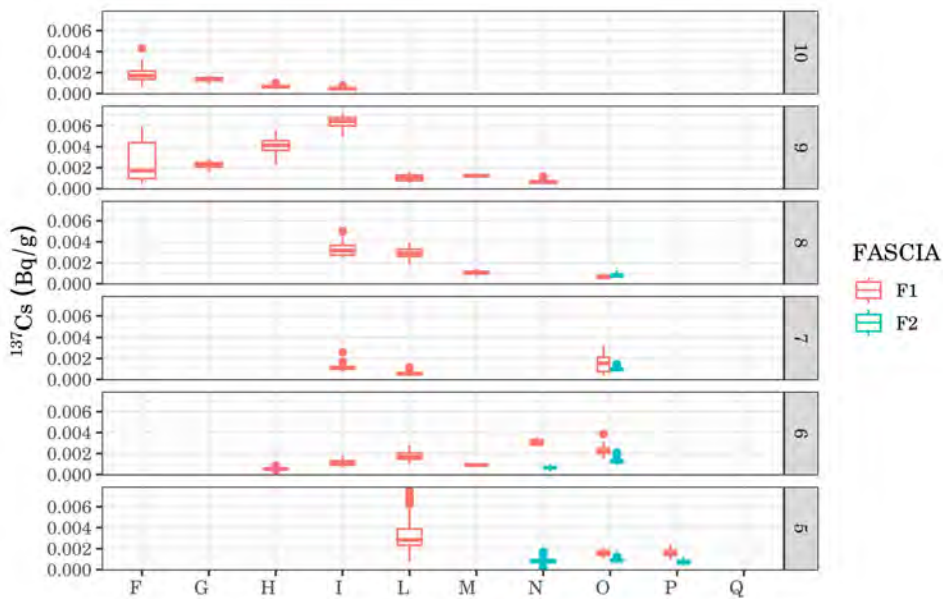
mediana. La linea superiore (inferiore) si estende dal box al valore più grande (piccolo) non oltre $1,5 * \text{IQR}$ dal box (dove IQR è la distanza tra il primo e il terzo quartile). I dati oltre tale estensione sono chiamati outliers e sono tracciati individualmente.

Figura 3 - Mappa valori beta



Distribuzione nella griglia dei valori beta

Figura 4 - Mappa ^{137}Cs



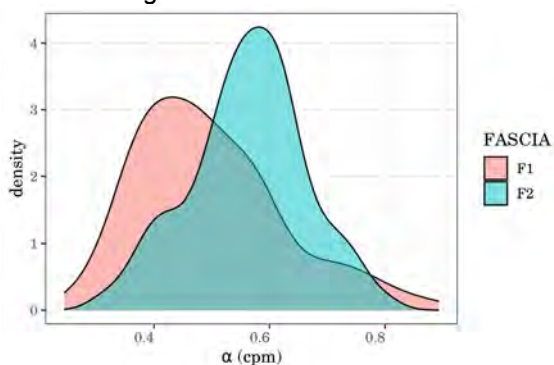
Distribuzione nella griglia dei valori di attività specifica gamma relativa al ^{137}Cs

Analisi dei dati acquisiti

L'esplorazione dei dati acquisiti ha messo in luce alcune caratteristiche significative dei parametri radiologici analizzati.

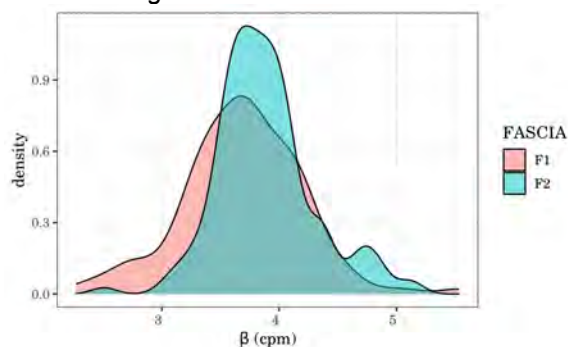
I dati relativi alle misure alfa e beta seguono una distribuzione approssimativamente normale (fig. 5 e 6). Inoltre, queste attività hanno solo una piccola dipendenza dalla fascia di profondità (F1, F2).

Figura 5 - Distribuzione alfa



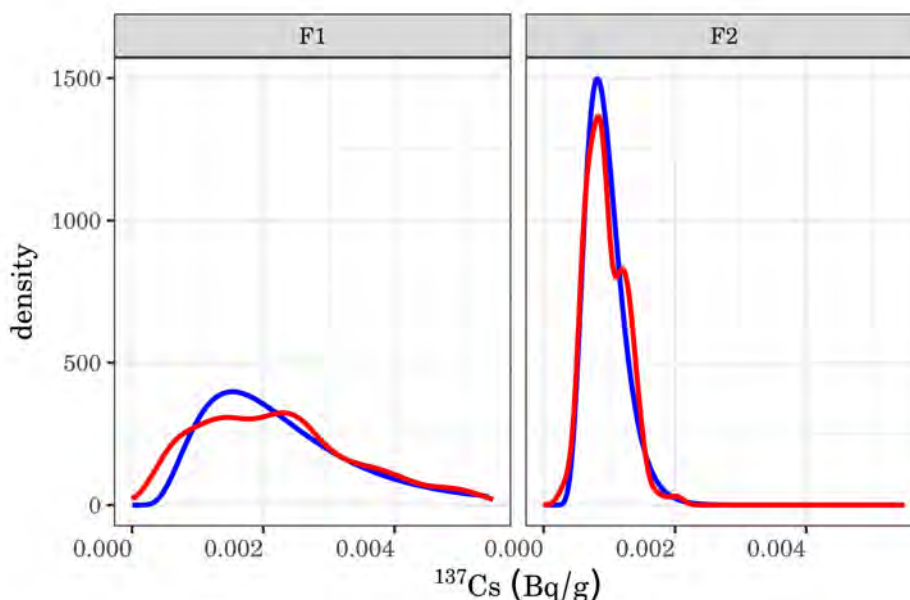
Distribuzione alfa: approssimativamente normale

Figura 6 - Distribuzione beta



Distribuzione beta: approssimativamente normale

Figura 7 - Distribuzione ^{137}Cs



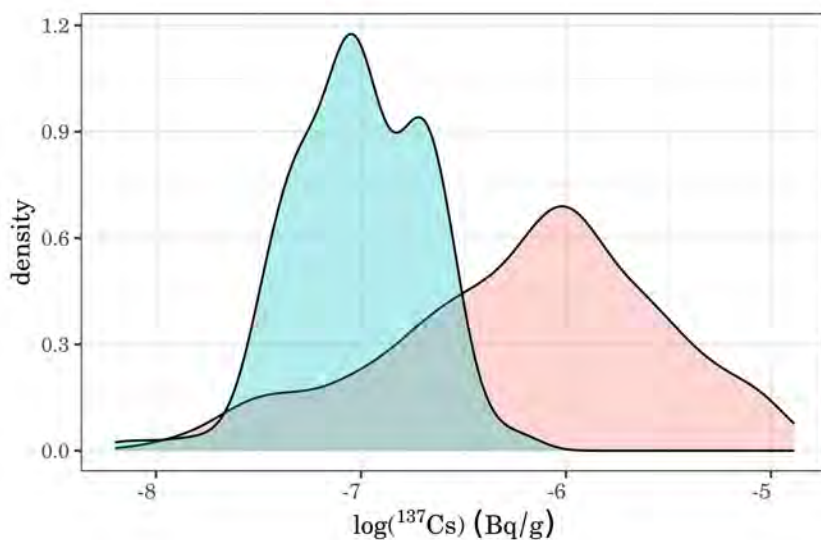
Distribuzione ^{137}Cs , approssimativamente lognormale. La distribuzione empirica (in rosso) è confrontata, per ogni fascia, con la distribuzione teorica lognormale avente stesse media e varianza (in blu)

Le attività gamma, invece, presentano una distribuzione lognormale (Blackwood, 1992; Ott, 1990), in particolare per il ^{137}Cs . Questo comportamento è visibile nel grafico (fig. 7) che mette a confronto, per ognuna delle due fasce analizzate, la distribuzione empirica (in rosso) con la distribuzione teorica lognormale avente stesse media e varianza (in blu). Due ulteriori grafici evidenziano come il logaritmo delle attività gamma segua una distribuzione pressoché normale. Questo sia per tutti i dati aggregati (fig. 8, in cui i colori si riferiscono a F1 e F2), che disaggregati per ogni singola maglia (fig. 9). In virtù di ciò, nello studio verrà utilizzato il logaritmo dei valori di attività gamma per le successive analisi statistiche.

Non sono disponibili valori gamma per la fascia F0. L'analisi dei campioni nelle fasce F1 e F2 ha evidenziato una differenza significativa nelle concentrazioni di ^{137}Cs tra le due profondità (fig. 8). Tale comportamento è in linea con quanto riportato in letteratura, ed è attribuibile a una contaminazione superficiale che migra lentamente nei decenni verso strati

più profondi. Il ^{137}Cs rilevato è compatibile con il fall-out di Chernobyl, che ha contribuito alla contaminazione superficiale in molte aree europee (Petraglia et al., 2020).

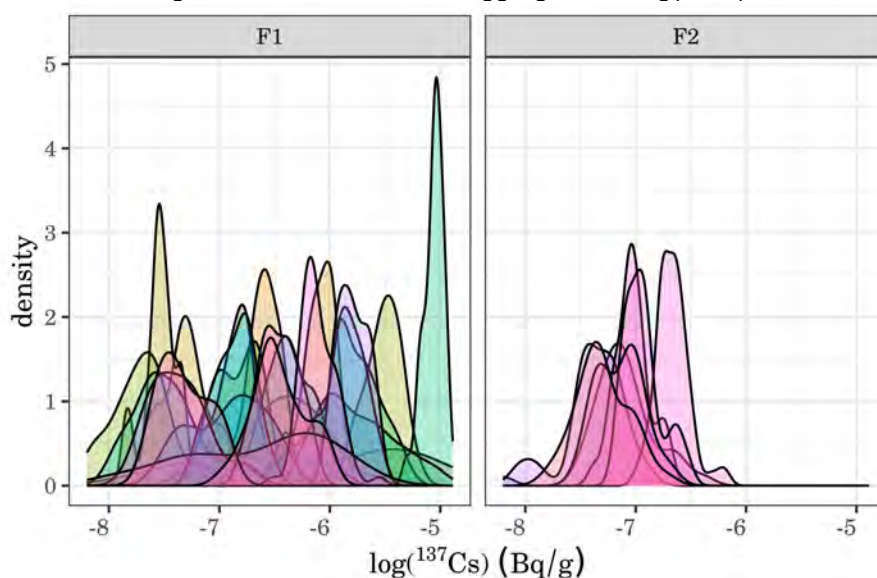
Figura 8 - Distribuzione aggregata del $\log(^{137}\text{Cs})$



Distribuzione del logaritmo dei valori aggregati di attività specifica del ^{137}Cs

I conteggi alfa e beta, invece, presentano variazioni minime o nulle tra le diverse profondità (fig. 5 e 6). Ciò indica una omogeneità degli emettitori alfa e beta nella profondità e, probabilmente, un'origine naturale degli stessi.

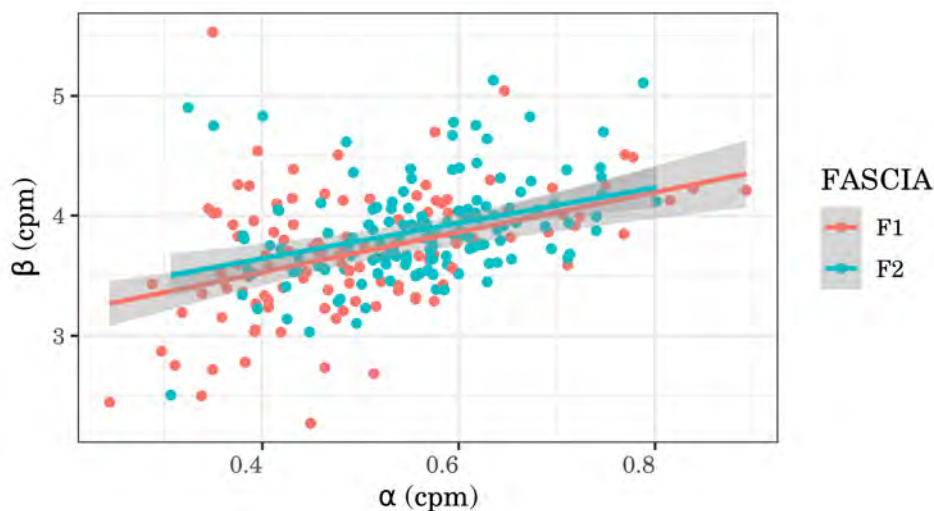
Figura 9 - Distribuzione disaggregata del $\log(^{137}\text{Cs})$



Distribuzione del logaritmo dei valori disaggregati di attività specifica del ^{137}Cs

Interessante, inoltre, notare la correlazione tra i valori di alfa e beta (fig. 10).

Figura 10 - alfa Vs. beta



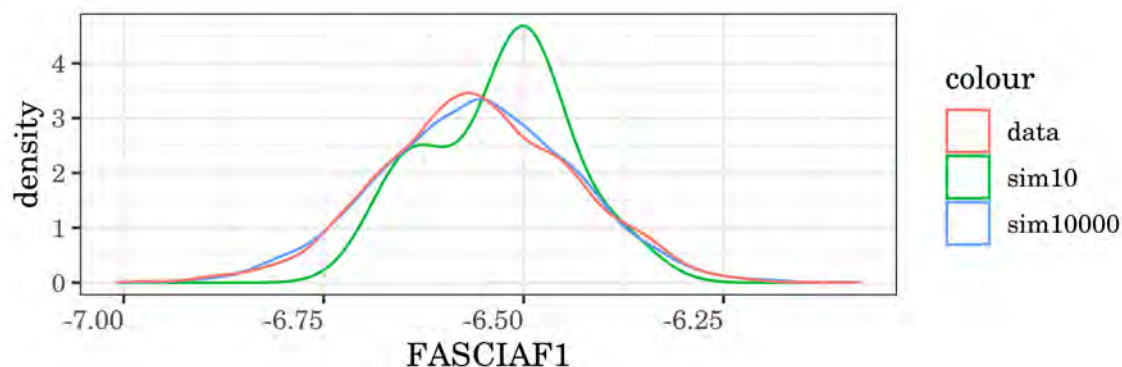
Correlazione di alfa e beta

Modelli statistici e ottimizzazione del campionamento

Prima di effettuare le analisi, sono state fatte alcune scelte preliminari. La prima scelta è stata quella di utilizzare l'approccio bayesiano, in cui i parametri di un insieme di dati (ad es. media, deviazione standard) sono considerati variabili casuali. Quindi, offre il vantaggio che le distribuzioni che emergono possono essere analizzate alla stregua dei dati. Ad esempio, nei confronti tra gruppi si considerano le differenze delle distribuzioni posteriori. Nel processo, infatti, viene generata una distribuzione di valori corrispondenti al modello (posteriori) da cui posso estrarre dei campioni virtuali, come mostrato in fig. 11, in cui, a fianco di alcuni dati creati artificialmente, vengono mostrate una distribuzione, tra le possibili, di 10 campioni ed una di 10000 campioni. La prima presenta una variabilità non presente nella seconda, che è quasi coincidente ai dati. Sta all'operatore scegliere, tra questi due estremi, il numero necessario di campioni adatto ai propri scopi.

Di seguito, tra l'aggregazione completa (*complete pooling*) di tutti i dati di un gruppo (veloce e pratica ma che accorpa troppo, come mostrato in fig. 8), ed il considerare ogni gruppo

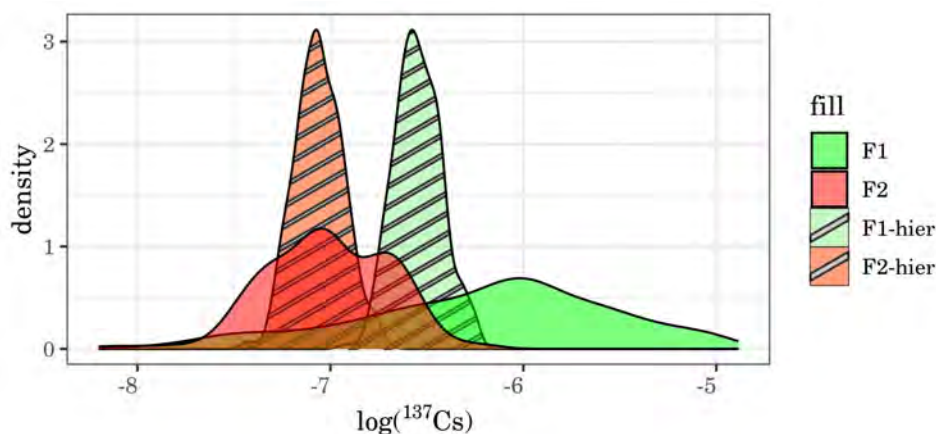
Figura 11 - Dati simulati



Dati simulati dal posteriori

individualmente (*no pooling*), che presenta comunque dei limiti, come ad esempio quello di dare troppo peso ai valori estremali di gruppi con pochi campionamenti (*overfitting*, fig. 9) si è scelto, dove utile, di modellizzare i dati acquisiti utilizzando, oltre che con modelli lineari, anche con modelli multilivello. Questi permettono di prendere in considerazione la variabilità a più livelli spaziali (ad esempio, la variabilità tra maglie e tra profondità). I modelli multilivello, noti anche come modelli gerarchici e modelli ad effetti misti, offrono vantaggi significativi in studi spaziali come questo, in cui è necessario distinguere tra la variabilità a livello locale e quella a livello globale (Gelman & Hill, 2007). La prima analisi è stata effettuata con i valori di attività specifica del ^{137}Cs , considerando i parametri delle maglie come appartenenti ad una distribuzione comune (variabile *random*). In questo modo, ogni maglia "aiuta" a capire le altre. La variabile FASCIA, invece, è considerata in modo classico, disaggregata (variabile *fixed*).

Figura 12 - Confronto tra modelli no pooling e gerarchico



Confronto tra le attività calcolate dai modelli no pooling (riempimento con colori uniformi) e gerarchico (colori con tratteggio). Le seconde, hanno una minore variabilità e convergono alla media globale, risultando meno sensibili ai valori estremi

La differenza tra l'approccio no pooling e quello gerarchico è visibile in fig. 12, in cui le distribuzioni emergenti dal modello gerarchico hanno una minore variabilità e convergono alla media globale, risultando meno sensibili ai valori estremi.

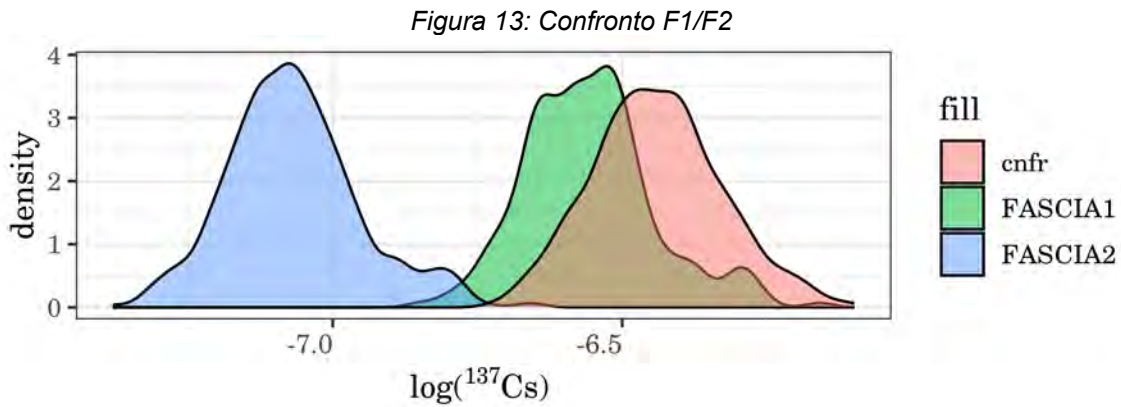
Quando si effettua una valutazione di contaminazione ambientale di un sito di norma ci si riferisce a valori o livelli limite forniti dalle leggi e linee guida di settore. Tuttavia in alcuni casi si possono effettuare valutazioni e considerazioni alternative rispetto a valori di fondo o di bianco relativi all'area e alla matrice analizzati. La variabilità dovuta alla statistica, però, permette di accertare tale differenza solo con una data probabilità. L'analisi di potenza si propone di trovare il numero minimo di campioni necessario per garantire tale situazione con una ragionevole certezza. L'analisi, così come le indagini precedenti, è stata svolta col software R (R Core Team, 2019).

Procedura utilizzata:

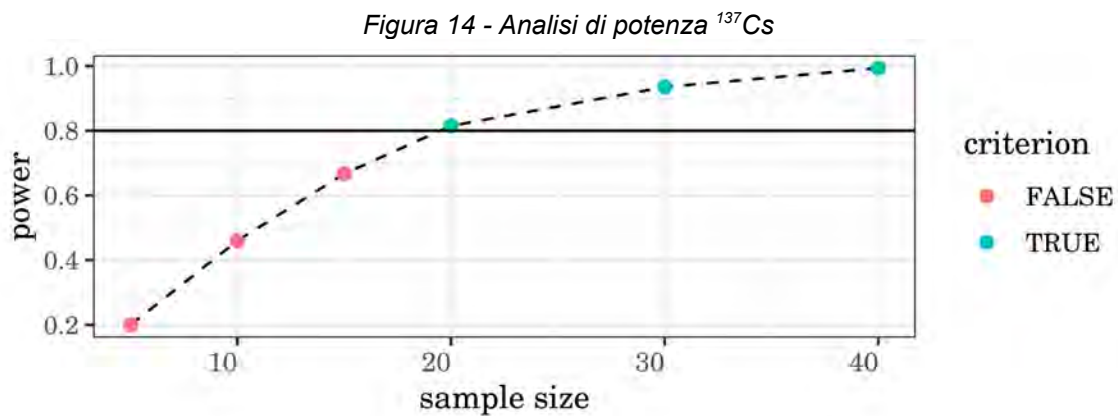
- creazione del modello dei dati bayesiano, multilivello
- uso dei parametri sperimentali
- considerazione "posteriori"
- estrazione dal posteriore N campioni M volte
- quante, di queste M volte, abbiamo valori minori del valore di riferimento? → potenza del campione. Come valore di riferimento si è scelta una potenza dell'80%.

Un confronto con il livello di riferimento di clearance previsto per il Cs-137 pari a 0,1 Bq/g (D.Lgs. 101/2020) dà una potenza massima già per un numero piccolissimo di campioni (anche poche unità), risultando banale. Al fine di dare una evidenza della efficacia della tecnica statistica proposta ed utilizzata si è scelto di effettuare un'analisi dimostrativa sui dati appartenenti alla fascia F1. Per questo esercizio si è posto come valore del livello di riferimento un valore di poco più elevato di quello della media statistica misurata, ossia pari ad una deviazione standard dal valore stesso. La situazione è mostrata in fig. 13, in cui compariamo il valore di confronto (*cnfr*) con la fascia F1. Vogliamo trovare il numero minimo di campioni per fascia per vedere l'effetto con una certa potenza. Il risultato è mostrato in fig. 14. Il risultato di questa analisi mostrato in fig. 14 ci dice che sono sufficienti 19 campioni, prelevati su tutta la fascia F1, per avere una ragionevole certezza statistica che tutti eventuali altri valori misurati siano inferiori ad un valore di livello di riferimento posto

artificiosamente in prossimità dei valori misurati. Come già evidenziato, se nel caso in esame si usasse il livello di riferimento previsto dalle norme, il numero di campionamenti necessari sarebbe addirittura più esiguo.



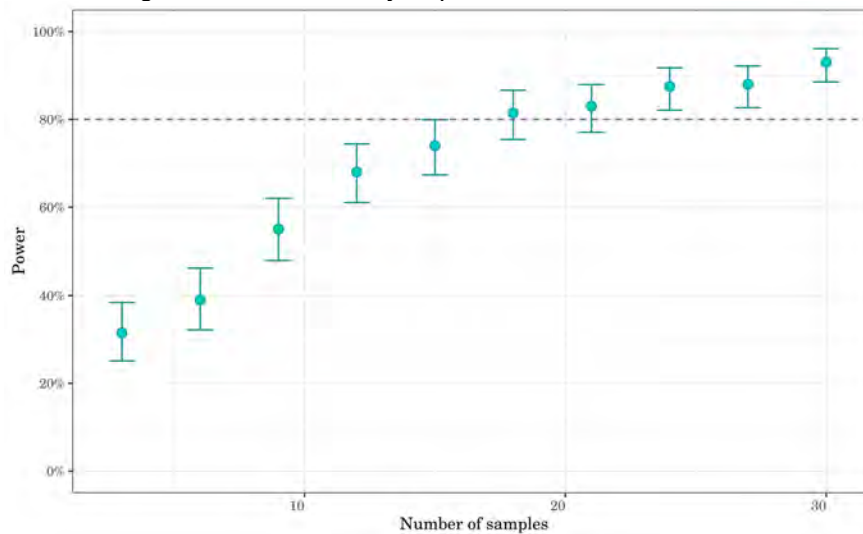
Confronto tra le fasce ed un valore arbitrario (vedi testo)



Analisi di potenza per le attività di ¹³⁷Cs, vedi testo

Una volta messa a punto la procedura è possibile estenderla ad altri casi, applicandola ad analoghi problemi per i valori di alfa e beta, oppure per altri tipi di domande. In fig. 15 si riporta un ulteriore esempio di applicazione della tecnica in relazione ad un diverso quesito statistico sempre non relativo al rispetto dei livelli di riferimento in quanto risulterebbe troppo banale. Il quesito posto riguarda la capacità di discriminare una variazione della variabile indagata, ossia la media dei valori di Cs-137 misurati nelle fasce F1 ed F2, pari ad un terzo di quella attualmente stimata (ossia fixed effect = -0,2). Il numero di campioni necessario in questo caso è 18.

Figura 15 - Power analysis per la differenza tra F1 e F2



Power analysis per la differenza tra F1 e F2

Conclusioni

Questo lavoro dimostra in generale come l'analisi statistica bayesiana sia un potente strumento di indagine utile ad ottimizzare le campagne di campionamento in ambito ambientale. Dai risultati appare evidente che è possibile ridurre in maniera significativa il numero di campioni senza compromettere la sicurezza o l'affidabilità delle stime e dei risultati. I modelli di analisi statistica sviluppati con il software R dimostrano l'efficacia degli stessi nell'affrontare situazioni ambientali complesse. I risultati ottenuti incoraggiano l'ulteriore sviluppo di tali modelli e l'adozione di questi approcci già nella fase di progettazione delle campagne di campionamento così da ottimizzarle e consentire un più omogeneo approccio tra le campagne di analisi convenzionale e quelle radiologiche nell'ottica della sostenibilità ed efficienza dei processi.

Bibliografia

- Blackwood, L. G. (1992). The lognormal distribution, environmental data, and radiological monitoring. *Environmental Monitoring and Assessment*, 21(3), 193–210. <https://doi.org/10.1007/BF00399687>
- Gelman, A., & Hill, J. (2007). *Data analysis using regression and multilevel/hierarchical models*. Cambridge; New York: Cambridge University Press.
- Ott, W. R. (1990). A physical explanation of the lognormality of pollutant concentrations. *Journal of the Air & Waste Management Association*, 40(10), 1378–1383. <https://doi.org/10/gf7959>
- Petraglia, A., Sirignano, C., Buompane, R., D'Onofrio, A., Esposito, A. M., Terrasi, F., & Sabbarese, C. (2020). Space-time Bayesian analysis of the environmental impact of a dismissing nuclear power plant. *Journal of Environmental Radioactivity*, 218, 106241. <https://doi.org/10/gg27zx>
- R Core Team. (2019). R: A language and environment for statistical computing. Vienna, Austria: R Foundation for Statistical Computing,.

Metodi di campionamento ai fini della caratterizzazione radiologica di rifiuti radioattivi e residui NORM

Luca Albertone¹, Rosella Rusconi²

¹Arpa Piemonte, Dipartimento Rischi fisici e tecnologici, SS Radiazioni ionizzanti, via Buzza 4, Vercelli

²Arpa Lombardia, U.O. Centro Regionale Radioprotezione, via Renato Donatelli 5, Milano

lucaalbe@arpa.piemonte.it

INTRODUZIONE

Il tema della definizione di regole e approcci condivisi per le attività di caratterizzazione di siti e rifiuti potenzialmente radiocontaminati, sia in ambito nucleare che convenzionale (ad esempio a seguito di eventi incidentali presso attività produttive o in relazione alla gestione di residui NORM), è ricorrente ed oggetto di approfondimento e discussione tra enti ed esercenti a vario titolo coinvolti nella gestione di queste situazioni. Se, infatti, vi è un accordo sostanziale rispetto alla necessità che i piani di campionamento siano stabiliti con riguardo agli obiettivi specifici dell'indagine, alla storia del sito/rifiuto ed alla migliore gestione delle risorse disponibili, è meno consolidato quale sia l'approccio numerico quantitativo, su base statistica, che debba essere utilizzato al fine di conseguire gli obiettivi dichiarati.

La Guida Tecnica ISIN N.33 "Criteri di sicurezza nucleare e radioprotezione per la gestione dei rifiuti radioattivi" (ISIN, 2023) riporta in estrema sintesi i principi fondamentali delle attività di caratterizzazione dei rifiuti radioattivi per mezzo di analisi e misurazioni, nonché sulla base di valutazioni derivate dalle informazioni disponibili sulla loro storia; prevede che la caratterizzazione radiologica possa essere attuata con l'utilizzo sia di procedure analitiche (modelli matematici e codici di calcolo), sia di misure radiometriche in situ o analisi di laboratorio su campioni; non fornisce però indicazioni numeriche o strumenti statistici per dimensionare correttamente il piano di campionamento e caratterizzazione e per valutare i risultati.

La normativa tecnica nazionale ed internazionale relativa alla caratterizzazione di siti e rifiuti radiocontaminati (UNI 11458:2012; UNI EN ISO 18557:2020; UNI 11918:2023) fornisce alcuni esempi ed indicazioni, utili ma non esaustivi per quanto riguarda la trattazione numerica e statistica.

Indicazioni di maggior dettaglio sono reperibili nella normativa tecnica relativa alle attività di caratterizzazione di siti e rifiuti contaminati da sostanze convenzionali (non radioattive) in attuazione della normativa ambientale e, in particolare, del D. L.vo 152/2006. Alcuni di questi documenti tecnici sono comprensivi di schede esemplificative e di chiari riferimenti ed indicazioni sulle procedure statistiche da utilizzare per il calcolo del numero e della dimensione dei campioni necessari per garantire, entro un intervallo di confidenza stabilito, l'accettabilità delle procedure di caratterizzazione (UNI EN 14899:2006; UNI 10802:2023; UNI CEN/TR 15310-1:2013).

Poiché lo scopo di questo lavoro è individuare e proporre un metodo già consolidato di caratterizzazione, in ambito radiometrico, di siti e rifiuti contaminati, la ricerca della bibliografia di riferimento è stata estesa includendo i manuali MARSSIM (MARSSIM, 2000; MARSSIM, 2020) e MARSAME (MARSAME, 2009), sviluppati in collaborazione da 4 agenzie federali statunitensi¹ competenti sulle materie radioattive e documenti di riferimento per la pianificazione, esecuzione e valutazione dello stato radiologico di siti (superfici di edifici), aree (suoli) e materiali radiocontaminati, con l'obiettivo di dimostrare la rispondenza a predefiniti criteri di rilascio nel rispetto di una gestione responsabile delle risorse.

Questo lavoro si propone, nel prosieguo, di illustrare mediante casi esemplificativi le possibili modalità di caratterizzazione di un sito, di rifiuti radiocontaminati o residui NORM, così come

¹ Department of Defense (DOD), Department of Energy (DOE), Environmental Protection Agency (EPA), and Nuclear Regulatory Commission (NRC)

desumibile dall'applicazione della normativa tecnica e dei documenti sopra richiamati. Sulla base di quanto emerso verrà proposto lo strumento operativo ritenuto più adeguato.

PRINCIPALI RIFERIMENTI TECNICO-NORMATIVI

Le modalità di caratterizzazione di siti contaminati e di rifiuti in ambito “convenzionale” (cioè, in situazioni in cui la sostanza inquinante non è radioattiva) sono oggetto di diverse pubblicazioni. I principali riferimenti della normativa tecnica che trattano le modalità di caratterizzazione di siti contaminati o di rifiuti sono elencati di seguito:

- **UNI EN 14899: 2006** “Campionamento dei rifiuti. Schema quadro di riferimento per la preparazione e l'applicazione di un piano di campionamento”: norma quadro per la preparazione di un piano di campionamento.
La norma, sviluppata per la caratterizzazione dei rifiuti, specifica le fasi procedurali da intraprendere per la preparazione e l'applicazione di un piano di campionamento. È la versione in lingua italiana della norma europea EN 14899 (edizione 2005) e fa riferimento, per la definizione delle procedure statistiche di presupposto delle attività di pianificazione, alle norme della serie UNI CEN/TR 15310².
- **UNI 10802: 2023** “Rifiuti - Campionamento manuale, preparazione del campione ed analisi degli eluati”.
Questa norma, redatta con riferimento ai rifiuti ma applicabile anche ad altre tipologie di matrici, come gli End of Waste, contiene indicazioni anche pratiche per il campionamento di rifiuti. Fornisce indicazioni ed esempi per il calcolo del numero di campioni e di incrementi e della loro massa minima, ad esempio per quanto riguarda la caratterizzazione di un'area contaminata; riporta esempi di schede di campionamento per diverse situazioni, complete di indicazioni pratiche anche rispetto alla scelta dell'attrezzatura. Anche questa norma fa riferimento, per le formule e l'approccio statistico, alle norme della serie CEN/TR 15310 (in particolare alle Appendici C e D della norma CEN/TR 15310-1).
- **UNI CEN/TR 15310-1: 2013** “Campionamento dei rifiuti. Parte 1: Guida alla selezione e applicazione dei criteri per il campionamento in diverse condizioni”.
Questo rapporto tecnico espone i principi statistici relativi alla campionatura; fornisce metodi basati su tali principi che permettono di definire ed attuare un piano di campionamento in grado di fornire risultati con un livello di affidabilità adeguato agli obiettivi (es.: caratterizzazione di base, prove di conformità, verifiche sul sito). Specifica e discute, nel dettaglio, le principali fasi statistiche di definizione di un piano di campionamento per un programma di prova.

Rispetto alle modalità di caratterizzazione di siti radiocontaminati e di rifiuti radioattivi sono invece disponibili le seguenti norme tecniche:

- **UNI 11458: 2012** “Materiali solidi provenienti da impianti nucleari - Metodi e procedure per il controllo radiologico ai fini dell'allontanamento”.
La norma definisce i metodi e le procedure di misurazione dei livelli di radioattività nei materiali solidi provenienti dagli impianti nucleari, ai fini del loro allontanamento. Contiene in Appendice B e C indicazioni ed esempi di due tipi di piano di campionamento, fisso o sequenziale, corredati delle informazioni necessarie per determinare il numero dei punti di misura (formula di Noether) e per valutare i risultati della misura (Test dei segni).

² CEN/TR 15310-1:2013 “Characterization of waste - Sampling of waste materials - Part 1: Guidance on selection and application of criteria for sampling under various conditions”

CEN/TR 15310-2: 2006 “Characterization of waste - Sampling of waste materials - Part 2: Guidance on sampling techniques”

CEN/TR 15310-3: 2006 “Characterization of waste - Sampling of waste materials - Part 3: Guidance on procedures for sub-sampling in the field”

CEN/TR 15310-4: 2006 “Guidance on procedures for sample packaging, storage, preservation, transport and delivery”

CEN/TR 15310-5: 2006 “Guidance on the process of defining the sampling plan”

- **UNI EN ISO 18557: 2020** “Principi di caratterizzazione per terreno, edifici e infrastrutture contaminate da radionuclidi con lo scopo di eseguire la bonifica”.
Questa norma, recepimento nella norma europea EN ISO 18557, fornisce le linee guida per la strategia di campionamento e per i processi di caratterizzazione finalizzati a valutare la contaminazione di terreno, edifici e infrastrutture radiocontaminati, prima della bonifica o per verificare che gli obiettivi della bonifica siano stati raggiunti (verifiche di rilascio finale). La norma non si applica alla caratterizzazione di rifiuti radioattivi e non specifica procedure statistiche.
- **UNI 11918: 2023** “Gestione rifiuti radioattivi - Rifiuti prodotti da settore medico sanitario, industriale e di ricerca - Caratterizzazione e gestione”.
Questa norma contiene indicazioni utili sulle modalità di gestione e classificazione dei rifiuti radioattivi, sulle modalità di trasporto e confezionamento, sulle modalità di deposito, trattamento e condizionamento. In una appendice informativa (Appendice D “Statistica della procedura di campionamento per allontanamento”) riporta un esempio di criteri statistici utili per la definizione delle procedure di campionamento di rifiuti radioattivi ai fini dell’allontanamento.

Come più sopra richiamato, è inoltre liberamente disponibile il MARSSIM, “Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual”³ (revisione 1 e 2), un importante documento tecnico statunitense che stabilisce le procedure statistiche necessarie per la caratterizzazione di siti o edifici radiocontaminati; il MARSAME “Multi-Agency Radiation Survey and Assessment of Materials and Equipment”⁴, supplemento al MARSSIM, fornisce informazioni tecniche sugli approcci da utilizzare per stabilire le corrette modalità di gestione di materiali e dispositivi radiocontaminati.

Le metodologie proposte dal MARSSIM sono implementate, tra gli altri, da un software applicativo liberamente disponibile, Visual Sample Plan⁵ sviluppato da Pacific Northwest National Laboratory, che attraverso routine dedicate⁶ permette di applicare tali metodologie per giungere alla definizione di piani di campionamento, come più avanti esemplificato, che permettano complessivamente di rispondere alle seguenti domande:

- quanti campioni prelevare;
- dove prelevarli;
- quali decisioni è possibile prendere sulla base dei dati disponibili;
- quale è il livello di confidenza di tali decisioni.

Con riferimento, in particolare, alle attività delle Agenzie per l’Ambiente la trattazione e gli approcci di seguito proposti possono trovare applicazione sia nello sviluppo ed applicazione di piani di campionamento per siti o materiali contaminati che nella valutazione, nell’ambito di procedimenti autorizzativi, degli approcci proposti dai soggetti responsabili dell’area e dei materiali oggetto di bonifica.

FOCUS SU ALCUNI STRUMENTI E APPROCCI STATISTICI

Riprendiamo di seguito alcune valutazioni e concetti di tipo statistico, trasversali alle esemplificazioni più avanti riportate.

La distribuzione statistica delle osservazioni sulla composizione di un materiale eterogeneo o sulle caratteristiche di un sito contaminato non è, in genere, di tipo normale; in questi casi è più comune trovare distribuzioni con asimmetria positiva, dove la maggior parte dei valori sono raggruppati relativamente vicino a zero ma una minoranza di valori forma una coda di concentrazioni progressivamente maggiori. Queste distribuzioni sono meglio descritte da una distribuzione log-normale, anche se l’uso di questa distribuzione è spesso una approssimazione e non riflette l’estrema asimmetria osservata in alcuni tipi di dati.

Il vantaggio di potere postulare (e verificare) la presenza di distribuzioni di tipo normale o log-normale consente di semplificare l’analisi statistica mediante l’utilizzo di metodi parametrici;

³ <https://www.epa.gov/radiation/multi-agency-radiation-survey-and-site-investigation-manual-marssim>

⁴ <https://www.epa.gov/radiation/marsame-manual-and-resources>

⁵ <https://www.pnnl.gov/projects/visual-sample-plan>

⁶ Alcuni algoritmi di analisi statistica sono gli stessi di proUCL - <https://www.epa.gov/land-research/proucl-software> - pacchetto software statistico completo, sviluppato dall’EPA.

tuttavia, poiché nella maggior parte dei casi queste ipotesi non sono verificate, è ricorrente nell'analisi di questo tipo di dati il ricorso a metodi statistici non parametrici⁷ completamente indipendenti dalla distribuzione di probabilità.

I test statistici non parametrici (test di verifica d'ipotesi usati nell'ambito della statistica non parametrica, vale a dire in cui non si assume una specifica distribuzione oppure sono basate su distribuzioni i cui parametri non sono specificati) utilizzati in alcuni dei documenti sopra richiamati ed utilizzati per le esemplificazioni che seguono sono i seguenti:

- Test dei segni: è il test non parametrico più semplice per la verifica di ipotesi sulla tendenza centrale; è l'equivalente non parametrico del test t di Student per un campione. Il test è applicabile nei casi in cui il radionuclide oggetto di indagine non è presente nel fondo ambientale.
- Test della somma dei ranghi di Wilcoxon o test di Wilcoxon-Mann-Whitney: alternativa non parametrica al test t di Student per il confronto delle medie di due campioni tra loro indipendenti. Il test è applicabile nei casi in cui il radionuclide oggetto di indagine è presente anche nel fondo ambientale.

La stima delle dimensioni minime del campione affinché i test risultino significativi può essere effettuata con adattamenti della formula proposta da G. E. Noether (Noether, 1987).

MODALITA' DI CARATTERIZZAZIONE DI SITI E MATERIALI RADIOCONTAMINATI. ESEMPI APPLICATIVI

Illustriamo di seguito, mediante esempi applicativi, le modalità di caratterizzazione di:

- a. un sito potenzialmente radiocontaminato da cesio 137
- b. un insieme di fusti contenenti materiali potenzialmente radiocontaminati da NORM

secondo gli approcci proposti dai documenti sopra riportati.

CARATTERIZZAZIONE DI UN SITO RADIOCONTAMINATO

Il problema di riferimento è quello della caratterizzazione di un'area potenzialmente contaminata da cesio 137, di superficie pari a 100 m x 100 m, in una zona in cui nel fondo ambientale sono ancora presenti tracce non trascurabili di contaminazione da cesio 137 imputabile all'incidente di Chernobyl.

L'esercizio consiste nel determinare una griglia di campionamento e definire il numero minimo di punti di campionamento necessari per stabilire l'eventuale contaminazione dell'area o di porzioni di essa, confrontata con un'area di riferimento di pari estensione. La massima differenza accettabile è fissata a 1 Bq/g dall'autorità competente.

Si considera come approccio operativo di riferimento quello proposto dal MARSSIM, così come applicato mediante l'utilizzo del software Visual Sample Plan.

L'approccio MARSSIM presuppone la suddivisione dell'area di indagine in diverse classi⁸, da identificare sulla base di informazioni storiche e cui corrispondono sforzi di indagine graduati. In particolare, ipotizzando che l'area oggetto di indagine sia di Classe 2, MARSSIM suggerisce un'estensione massima di 10 000 m² per ogni unità (se l'area fosse di Classe 1 andrebbe frazionata in unità dell'ordine di 2 000 m²).

Il software guida l'utente (Figura 1) nella definizione:

- dell'unità sottoposta ad indagine;

⁷ Metodo parametrico: qualsiasi metodo statistico che formula un postulato sulla forma della distribuzione di probabilità che descrive la variabilità della popolazione campionata. Per esempio, il metodo potrebbe presumere che la distribuzione sia log-normale.

Metodo non parametrico (o metodo senza distribuzione): qualsiasi metodo che non formula postulati sulla distribuzione di probabilità descrivendo la variabilità della popolazione campionata, ma si basa al contrario sulle proprietà dell'ordine classificato dei dati. Per esempio, dati sette valori di campioni (22, 28, 29, 33, 37, 41, 66) la mediana (50° percentile) può essere stimata dal valore 4° classificato, ovvero 33.

⁸ Classe 1 - aree che hanno o avevano un potenziale di misurazioni individuali al di sopra dei livelli di concentrazione derivati (DCGL). Le aree oggetto di bonifica sono generalmente considerate di Classe 1.

Classe 2 - aree che hanno o avevano un potenziale di contaminazione a una frazione significativa del DCGL. Le singole misurazioni non devono superare il DCGL.

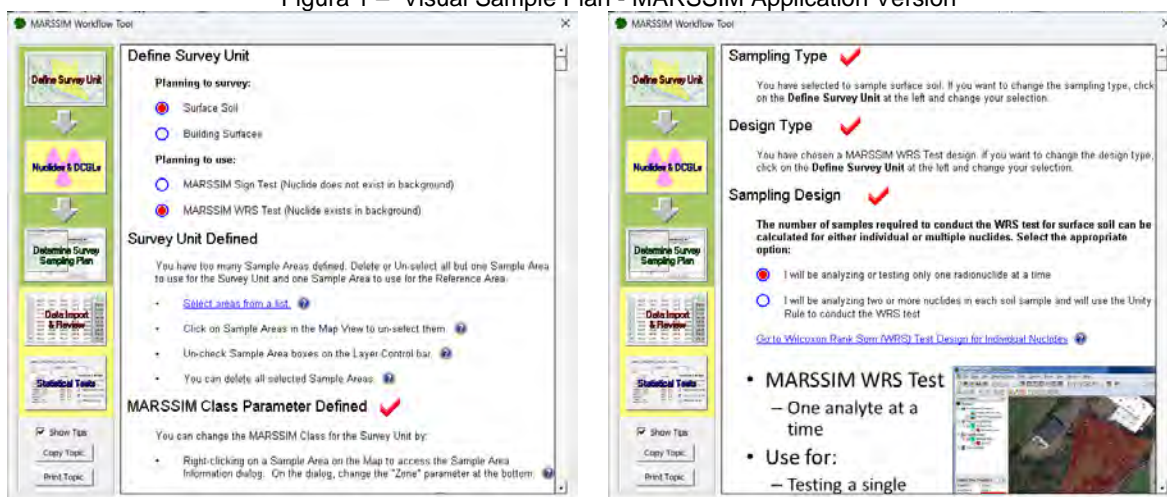
Classe 3 - aree che hanno un potenziale di contaminazione minimo o nullo. Le singole misurazioni non devono superare una frazione significativa (10-20%) del DCGL.

Non impattate - aree che non hanno alcun potenziale di contaminazione. Se possibile, le aree di riferimento devono essere stabilite in aree non impattate.

- del corretto test statistico, in funzione della presenza o meno di contaminazione nel fondo ambientale;
- dei contaminanti, con la possibilità di considerare nuclidi non direttamente misurabili correlati a nuclidi direttamente misurabili;
- dei livelli derivati di concentrazione per i singoli nuclidi;
- della classificazione delle aree.

Se presente più di un nuclide il software gestisce la valutazione e verifica della somma pesata delle concentrazioni rispetto ai livelli derivati.

Figura 1 – Visual Sample Plan - MARSSIM Application Version

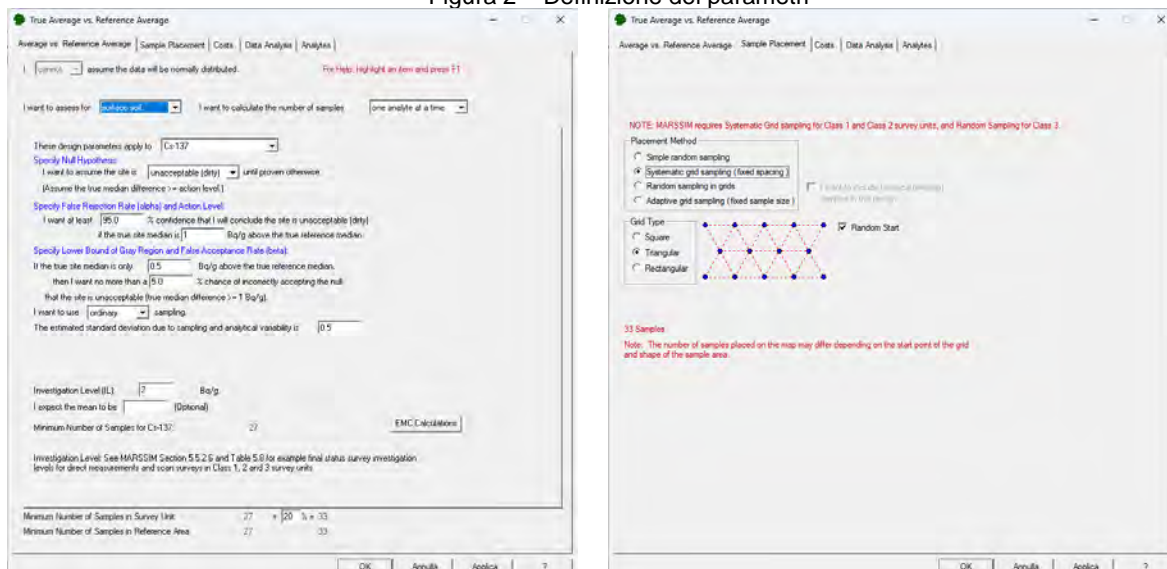


Il software consente quindi di definire i parametri necessari per l'effettuazione del test d'ipotesi, per cui sono disponibili due scenari:

- il sito è inaccettabile (sporco) fino a prova contraria – Scenario A, raccomandato da MARSSIM per il rilascio di aree contaminate – differenza tra le vere mediane \geq livello di azione (ipotesi nulla: il sito è sporco);
- il sito è accettabile (pulito) fino a prova contraria – Scenario B – differenza tra le vere mediane $<$ livello di azione (ipotesi nulla: il sito è pulito).

I parametri necessari per lo Scenario A, esemplificato di seguito, sono in particolare il livello di azione (livello derivato di concentrazione, fissato a 1 Bq/g dall'autorità competente), il limite inferiore della cosiddetta area grigia (pari al 50% del livello di azione) e lo scarto tipo atteso dovuto ad incertezza di campionamento ed analisi (spesso non noto a priori).

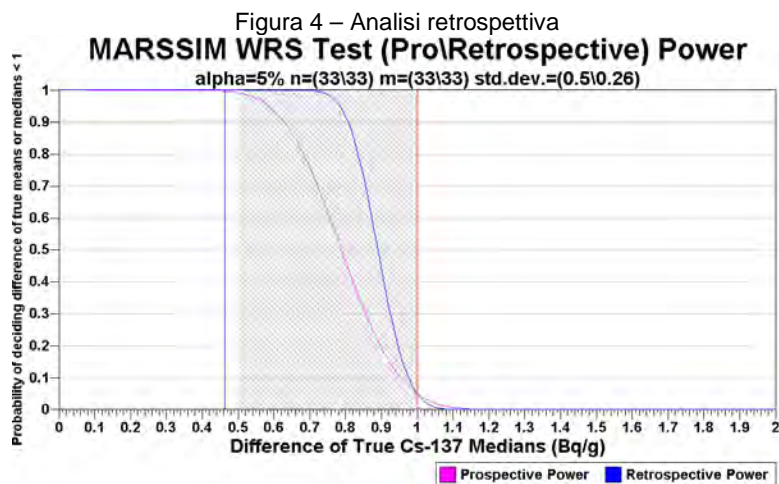
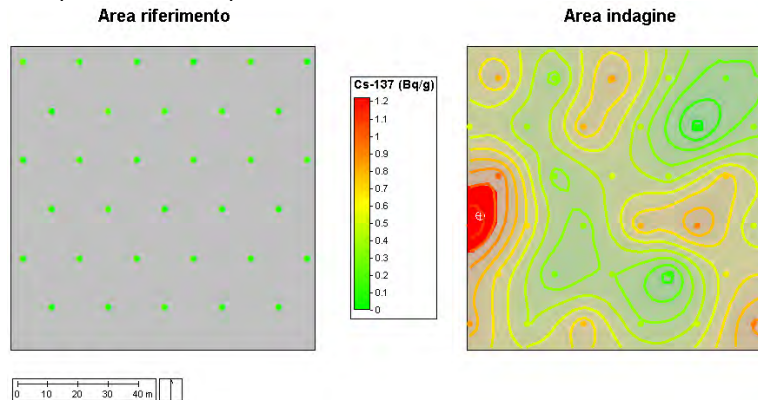
Figura 2 – Definizione dei parametri



Al termine di questa fase, sulla base dei parametri sopra definiti, il software colloca i punti di campionamento sulla mappa, sia per l'area di riferimento sia per l'area sottoposta ad indagine. Una volta disponibili i risultati analitici il software consente, attraverso diversi tool integrati:

- l'analisi delle statistiche di base per le due aree, con rappresentazioni grafiche quali istogrammi, box plot, QQ plot, individuazione outlier;
- l'analisi spaziale con tecniche tipiche dei software GIS, al fine di evidenziare eventuali aree ad elevata contaminazione (Figura 3);
- la verifica retrospettiva delle ipotesi utilizzate (Figura 4), particolarmente utile per eventualmente ripianificare il campionamento, nel caso specifico non necessario.

Figura 3 – Output dell'analisi spaziale, in rosso evidenziata area ad elevata contaminazione



L'ultimo passaggio consiste nella valutazione del test di ipotesi iniziale:

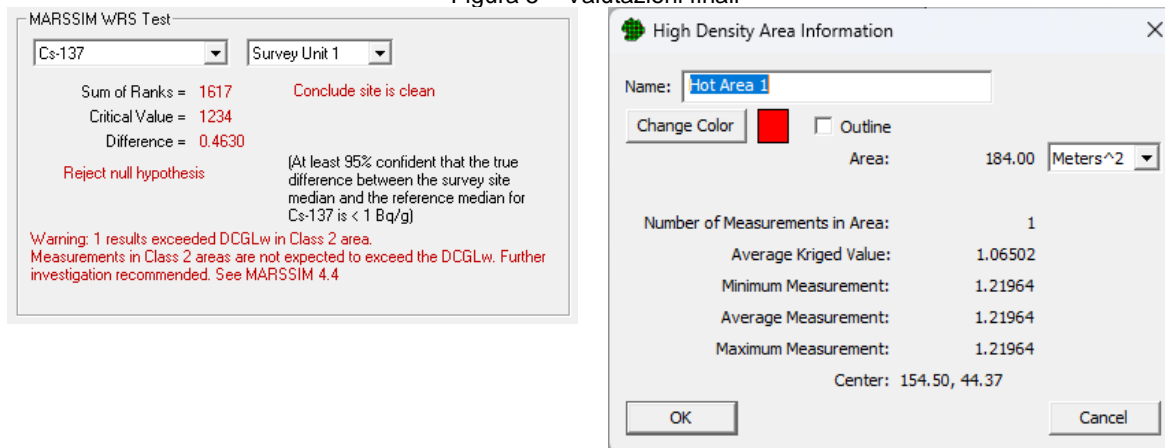
- se la differenza tra le medie è maggiore del livello di azione il sito è sporco;
- se tutte le differenze tra i valori dell'area oggetto di indagine e l'area di riferimento sono minori del livello di azione il sito è pulito;
- se alcune differenze tra i valori dell'area oggetto di indagine e l'area di riferimento sono maggiori del livello di azione e la differenza tra le medie è minore del livello di azione applicare il Test della somma dei ranghi di Wilcoxon.

Nell'esempio l'effettuazione del test porta al rifiuto dell'ipotesi nulla (Figura 5), per cui il sito risulta pulito, con una segnalazione circa la presenza di valori maggiori del livello di azione, non compatibile con la classificazione iniziale in Classe 2.

In questo caso le opzioni possibili sono:

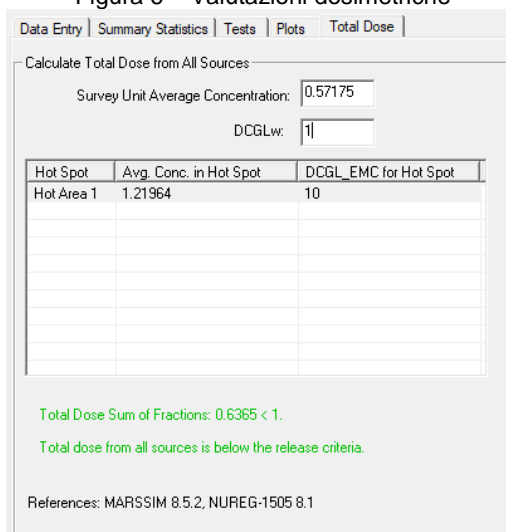
- frazionare l'area oggetto di indagine in aree più piccole, modificandone la classificazione e ripianificare il campionamento, mantenendo o meno i valori a disposizione;
- aumentare i punti di campionamento solo nell'area ad elevata contaminazione.

Figura 5 – Valutazioni finali



Insieme alle valutazioni di cui sopra, esclusivamente statistiche, il software consente anche una valutazione dosimetrica globale in quanto permette di definire un ulteriore livello derivato di concentrazione corrispondente, ad esempio, a 10 volte la dose corrispondente ad 1 Bq/g (Figura 6).

Figura 6 – Valutazioni dosimetriche



Con riferimento all'intenzione dichiarata di effettuare un confronto tra gli approcci proposti per le bonifiche "convenzionali" e quelle di tipo radiologico, si osserva che in un caso come questo (caratterizzazione di un'area potenzialmente contaminata di superficie pari a 10000 m²) la norma tecnica UNI 10802 prevederebbe un solo campione composito con un numero minimo di incrementi pari a 20 (Figura 7). La norma UNI EN ISO 18557 non fornisce invece indicazioni quantitative, ma solo qualitative.

Figura 7 – Esempio di calcolo del numero minimo di incrementi da effettuare in funzione dell'ampiezza della superficie da campionare secondo la norma UNI 10802: 2023 (Par. 6.3.3)

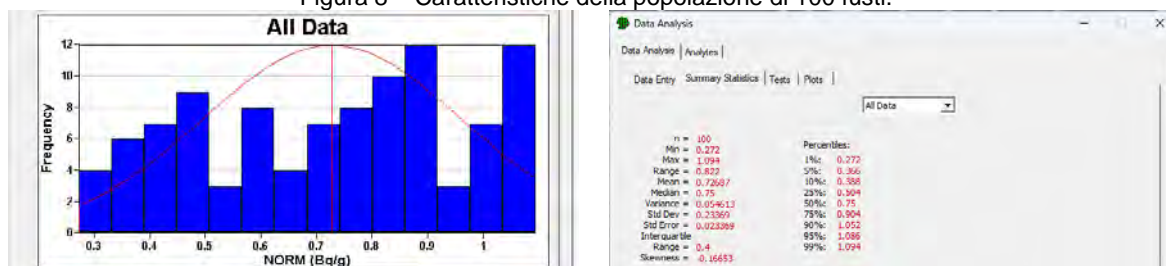
SUPERFICIE mq	PUNTI DI PRELIEVO
<10.000	Almeno 20 punti
10.000 - 50.000	Da 21 a 25
50.000 - 250.000	Da 26 a 60
250.000 - 500.000	Da 60 a 120
>500.000	Almeno 20 ogni 10.000 mq

CARATTERIZZAZIONE DI UN INSIEME DI FUSTI CONTENENTI MATERIALI POTENZIALMENTE RADIOCONTAMINATI

Il problema di riferimento è quello della caratterizzazione di un lotto di 100 fusti di materiale potenzialmente contaminato da NORM (radionuclidi naturali della serie dell'uranio 238). A partire dalle informazioni sul ciclo produttivo che ha generato tali materiali, ci si attende una contaminazione residua di progetto compresa tra 0,5 Bq/g e 0,8 Bq/g. Non avendo informazioni ulteriori, si può stimare inizialmente lo scarto tipo pari all'intero range di progetto di 0,3 Bq/g. A questi materiali si applica il livello di esenzione di 1 Bq/g ai sensi dell'art. 22 del D. L.vo 101/2020.

Supponendo di avere una popolazione reale di valori di contaminazione dei 100 fusti con le caratteristiche indicate in Figura 8, si propone di seguito lo sviluppo del problema utilizzando diversi approcci.

Figura 8 – Caratteristiche della popolazione di 100 fusti.



a. APPROCCIO MARSSIM

Per questi scenari Visual Sample Plan permette di utilizzare gli stessi strumenti di pianificazione e analisi sopra descritti, in quanto è possibile assimilare da un punto di vista statistico i due diversi tipi di scenario (area versus materiali contaminati).

Il numero minimo di campioni necessari per verificare, applicando la formula di Noether⁹ e il Test dei segni, il superamento del livello di azione di 1 Bq/g, per i due diversi valori di concentrazione media attesa (0,5 e 0,8 Bq/g) è dato rispettivamente da 17 e 54 (Figura 9). Successivamente, estraendo casualmente 17 e 54 campioni dalla popolazione reale l'applicazione del Test dei segni mostra che in entrambi i casi il lotto risulta al di sotto del livello di esenzione (Figura 10).

Anche in questo caso la valutazione del test di ipotesi è effettuata in analogia con quanto sopra descritto, con la differenza che la valutazione è eseguita tra una media ed un valore fisso.

⁹ Formula di Noether: $N = \frac{(Z_{1-\alpha} + Z_{1-\beta})^2}{4 \times (p - 0,5)^2}$

dove:

$Z_{1-\alpha}, Z_{1-\beta}$ sono i percentili della distribuzione normale (per $\alpha = \beta = 0,05, Z_{1-\alpha} = Z_{1-\beta} = 1,65$)

$$p = \frac{1}{2\pi} \int_{-\infty}^{\frac{\Delta}{\sigma}} \exp(-x^2) dx$$

$$\Delta = C_{LR} - C_0$$

σ : scarto tipo totale (somma in quadratura dello scarto tipo della distribuzione spaziale di radioattività e dello scarto tipo – incertezza – della misura)

Figura 9 – Definizione dei test di ipotesi

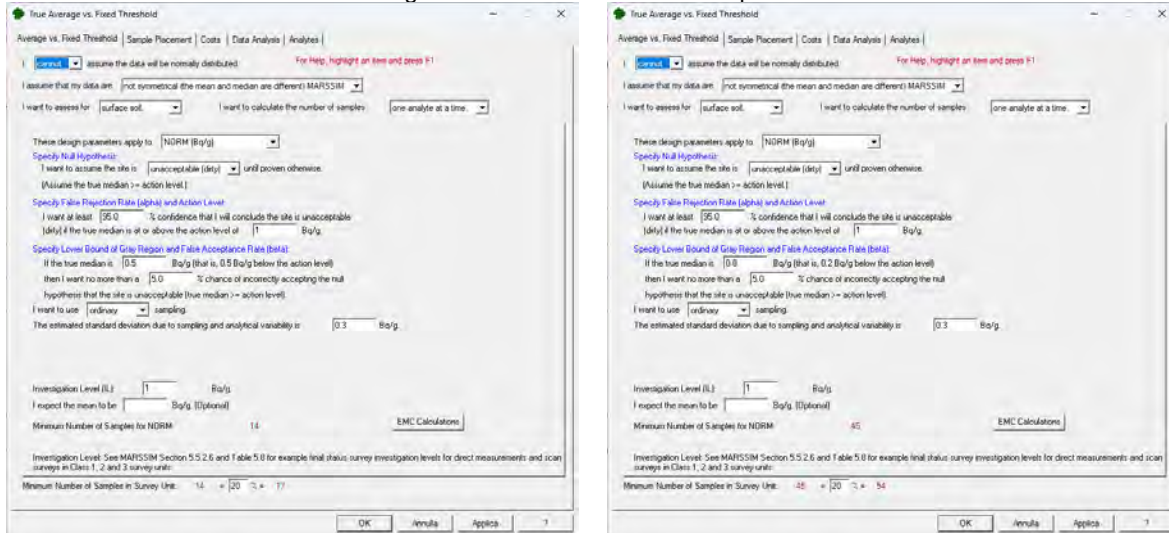
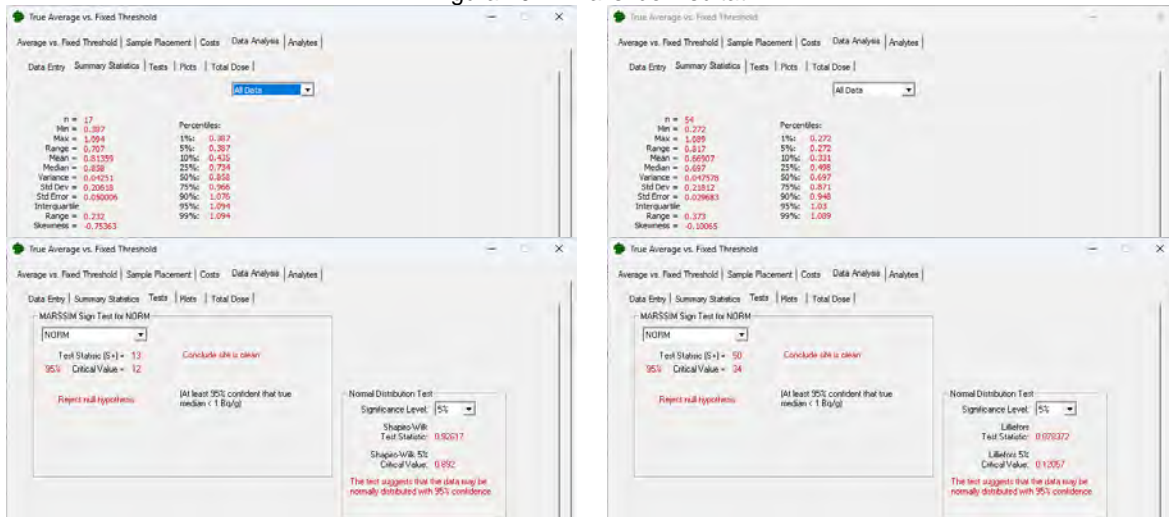


Figura 10 – Analisi dei risultati.



b. APPROCCIO UNI 11458

A titolo di confronto è stato valutato il numero di fusti che dovrebbero essere campionati utilizzando l'approccio del "Piano di campionamento fisso" proposto dalla norma UNI 11458: 2012 – Appendice B, che prevede l'utilizzo della formula di Noether, secondo cui il numero N di campioni da esaminare dipende da:

- probabilità di errore di prima e seconda specie, α e β ;
- differenza Δ tra il livello di allontanamento (C_{LR} , 1 Bq/g) ed il valore stimato di radioattività (C_0 , tra 0,5 e 0,8 Bq/g) nel materiale oggetto di indagine (N diminuisce all'aumentare di Δ);
- variabilità complessiva σ data dalla somma in quadratura della variabilità (scarto tipo atteso) σ_s della distribuzione spaziale della radioattività nel materiale e della precisione (incertezza composta) della misura σ_m (N diminuisce al diminuire di σ_s e di σ_m).

La tabella che segue (Tabella 1) esemplifica, per i due diversi valori di concentrazione media attesa (0,5 e 0,8), il numero minimo di campioni necessari per verificare il livello di riferimento di 1 Bq/g, in funzione della variabilità (scarto tipo) attesa. Il numero di campioni differisce dall'approccio MARSSIM solo in quanto il MARSSIM suggerisce di incrementare la stima della

formula di Noether del 20%¹⁰. Per quanto riguarda il successivo Test dei segni la norma non si discosta dalla metodologia del MARSSIM.

Tabella 1 – Applicazione della formula di Noether.

CASO 1				
Livello di riferimento (Bq/g)	1			
C ₀ (concentrazione media attesa) (Bq/g)	0,5			
Scarto tipo atteso (sigma) (Bq/g)	0,2	0,3	0,4	0,5
Scarto tipo atteso (sigma) (%)	40%	60%	80%	100%
N di campioni richiesti (formula di Noether)	12	14	18	24
CASO 2				
Livello di riferimento (Bq/g)	1			
C ₀ (concentrazione media attesa) (Bq/g)	0,8			
Scarto tipo atteso (sigma) (Bq/g)	0,2	0,3	0,4	0,5
Scarto tipo atteso (sigma) (%)	25%	37,5%	50%	62,5%
N di campioni richiesti (formula di Noether)	24	45	74	113

Anche in questo caso estraendo casualmente 14 e 45 campioni dalla popolazione reale il lotto risulta, in entrambe le simulazioni, al di sotto del livello di esenzione (Figura 11)¹¹.

Figura 11 – Analisi dei risultati.

C0=0,5 Bq/g		C0=0,8 Bq/g	
One Sample Sign Test		One Sample Sign Test	
Raw Statistics		Raw Statistics	
Number of Valid Observations	14,00	Number of Valid Observations	45,00
Number of Distinct Observations	14,00	Number of Distinct Observations	35,00
Minimum	0,321	Minimum	0,295
Maximum	1,047	Maximum	1,094
Mean	0,643	Mean	0,749
Median	0,619	Median	0,782
SD	0,221	SD	0,249
SE of Mean	0,0590	SE of Mean	0,0372
Number Above Action Level	1,000	Number Above Action Level	9,000
Number Equal Action Level	0	Number Equal Action Level	0
Number Below Action Level	13,00	Number Below Action Level	36,00
H0: Sample Median >= 1,000 (Form 2)		H0: Sample Median >= 1,000 (Form 2)	
Test Value Based Upon BD (Binomial Dist)	1,000	Large Sample Z Test Statistic	-4,025
P-Value	9,1553E-4	P-Value	2,8497E-5
Conclusion with Alpha = 0,0500		Conclusion with Alpha = 0,0500	
Reject H0 at the specified level of significance (0,0500). Conclude Median < 1,000		Reject H0 at the specified level of significance (0,0500). Conclude Median < 1,000	
P-Value < Alpha (0,0500)		P-Value < Alpha (0,0500)	

c. APPROCCIO UNI 10802

La norma UNI 10802 (par. F.6.3, prospetto F.16) relativa al campionamento di ceneri e polveri in fusti (oppure big bag, sacchi o altri contenitori), prevede, fino ad un limite massimo di 400 unità campionarie e comunque non oltre 5 000 m³ di volume, il prelievo di un singolo campione composito ottenuto dal campionamento di un numero minimo di incrementi pari a 20, di massa minima 0,5 kg utilizzando il procedimento di campionamento e quartatura di seguito indicati.

¹⁰ Si evidenzia che il MARSSIM contempla anche casi in cui sia necessario associare due diversi tipi di campionamento, a giudizio esperto e casuale.

Esempio: sulla base delle misure di irraggiamento esterno sono stati identificati 14 fusti che forniscono valori leggermente superiori al fondo ambientale, e che saranno pertanto oggetto di campionamento a giudizio esperto; con l'utilizzo di Visual Sample Plan, è possibile determinare il numero aggiuntivo di fusti (oltre ai 14 già selezionati sulla base delle misure in campo) che devono essere campionati, mediante estrazione casuale, per raggiungere al 95% di livello di confidenza che il 95% dei fusti sia accettabile, che risulta pari a 5. Il numero complessivo di fusti da campionare è quindi pari a 14 + 5 = 19.

In questo caso la regola decisionale assume la forma: se tutti i 14 fusti scelti e i 5 fusti selezionati casualmente sono accettabili, si avrà al 95% di livello di confidenza che almeno il 95% dei 100 fusti sia accettabile. Se uno qualsiasi dei 19 fusti è inaccettabile, si deve presumere che almeno una frazione dei fusti sia inaccettabile.

¹¹ Elaborazione effettuata con proUCL.

Figura 12 – Estratto prospetto F.16 norma UNI 10802: 2023

Stoccaggio: Big Bag, fusti, tini, sacchi o altri contenitori.
Quantità stoccata: massimo 400 unità campionarie per campione composito e comunque non oltre 5000 m ³ di volume. In caso di popolazione di dimensione maggiore è necessario prendere più campioni compositi con le stesse modalità.
Riferimento scheda di campionamento UNI 10802: 23
Tipo di campionamento: campionamento manuale sistematico o probabilistico-sistematico dalle unità campionarie scelte casualmente.
Attrezzatura: succhiello, pala metallica, sessola in plastica o metallo secondo UNI 10802 prospetto E.6, telo in plastica per quartatura.
Range dimensioni particelle: si tratta di materiale polverulento, con granulometria minore di 5 mm.
Numero di incrementi: minimo 20. Per rifiuti omogenei, provenienti da un ciclo produttivo costante, fare riferimento alla nota di cui al punto 4.1.
Massa degli incrementi: minimo 0,5 Kg.
Procedimento di campionamento: Effettuare la raccolta sistematica degli incrementi prelevando dalle singole unità, scelte in modo casuale. Effettuare la raccolta sistematica degli incrementi (es.: 10 incrementi superficiali a profondità circa -0,1 m e 10 incrementi profondi a circa 0.5 m). Effettuare la quartatura fino ad ottenere un campione di laboratorio di 1-2 kg.
Conservazione e trasporto dei campioni: barattoli, sacchetti o contenitori di vetro o polietilene con trasporto a temperatura refrigerata solo se richiesto dai metodi di analisi.

La procedura prevista è essenzialmente la stessa anche nel caso di materiali meno omogenei (come, ad esempio, materiali misti da demolizione assimilabili – prospetto F.22 norma UNI 10802) o di cumuli dei medesimi (vedi ad esempio prospetti F.14, F.17 e F.23).

Nel caso sopra descritto bisognerebbe quindi procedere campionando 20 incrementi, che potrebbero essere uniti per formare un campione composito. Proseguendo con l'esemplificazione, estraendo casualmente 20 campioni dalla popolazione reale si ottiene la seguente stima per la media (0,734 Bq/g, un solo campione composito costituito da 20 incrementi) o per il limite di confidenza superiore della media¹² (0,833 Bq/g, 20 campioni), per cui il lotto risulta - in entrambi i casi - al di sotto del livello di esenzione (Figura 13).

Figura 13 – Applicazione della UNI 10802: 2023

General Statistics			
Total Number of Observations	20,00	Number of Distinct Observations	19,00
		Number of Missing Observations	0
Minimum	0,321	Mean	0,734
Maximum	1,071	Median	0,768
SD	0,256	Std. Error of Mean	0,0573
Coefficient of Variation	0,349	Skewness	-0,423
Normal GOF Test			
Shapiro Wilk Test Statistic	0,894	Shapiro Wilk GOF Test	
1% Shapiro Wilk Critical Value	0,868	Data appear Normal at 1% Significance Level	
Lilliefors Test Statistic	0,164	Lilliefors GOF Test	
1% Lilliefors Critical Value	0,223	Data appear Normal at 1% Significance Level	
Data appear Normal at 1% Significance Level			
Assuming Normal Distribution			
95% Normal UCL		95% UCLs (Adjusted for Skewness)	
95% Student's-t UCL	0,833	95% Adjusted-CLT UCL (Chen-1995)	0,822
		95% Modified-t UCL (Johnson-1978)	0,832

DISCUSSIONE E CONCLUSIONI

A livello legislativo non esiste, ad oggi, alcuna indicazione mandatoria sulle modalità da seguire nella caratterizzazione radiometrica di siti e materiali radiocontaminati. Questa carenza è rilevante ed andrebbe in qualche modo colmata, a giudizio degli autori, così da potere disporre di riferimenti condivisi tra enti ed esercenti che permettano la chiara definizione a priori delle “regole del gioco”, in particolare per quanto riguarda i criteri numerici e statistici da seguire sia in fase di progettazione che di valutazione degli esiti.

La norma UNI EN ISO 18557 contiene elementi utili per la definizione del piano di monitoraggio di un'area radiocontaminata ma è priva di trattazione statistica; nelle norme tecniche UNI 11458 e 11918 sono esemplificate alcune proposte, non esaustive, riferite alla definizione di piani di campionamento e valutazione di materiali radiocontaminati (in fusti, big bags, ecc.) con riferimento esplicito all'utilizzo della statistica non parametrica, della formula di Noether e del test dei segni.

¹² Elaborazione effettuata con proUCL

Le norme tecniche “convenzionali”, in particolare la UNI 10802, costituiscono un valido riferimento per la definizione delle metodiche di campionamento e costituzione del campione; contengono schede esemplificative delle procedure di prelievo che, in particolare per i residui NORM, possono trovare valida applicazione. Dal punto di vista numerico e statistico la norma UNI 10802 è meno dettagliata; contiene alcune assunzioni di base, non sempre chiaramente esplicitate, che ne possono rendere difficoltosa la trasposizione diretta a situazioni “ibride”.

Riferimenti riconosciuti a livello nazionale ed internazionale è il Manuale MARSSIM redatto da alcune Agenzie governative statunitensi ed implementato da uno strumento software, Visual Sample Plan, liberamente disponibile. Il Manuale fa uso di metodi non parametrici, applicabili a prescindere dalla reale distribuzione della variabile di interesse, e nell'impostazione generale segue il medesimo approccio statistico (formula di Noether e test dei segni) della norma UNI 11458. L'applicazione dell'approccio MARSSIM e UNI 11458 in alcuni casi esemplificativi ha restituito sostanzialmente gli stessi risultati, con il vantaggio nell'utilizzo del MARSSIM di potere disporre di un prodotto che consente di gestire agevolmente tutte le fasi del procedimento, dalla pianificazione del campionamento alla valutazione degli esiti.

Dato per scontato che ad ogni processo di campionamento è associato un livello di confidenza, si ritiene che il valore convenzionalmente accettato del 5% per gli errori di prima e seconda specie costituisca un riferimento accettabile su cui parametrizzare le singole scelte ed attività.

Il riferimento al Manuale MARSSIM e l'applicazione delle metodologie di campionamento descritte nelle schede esemplificative della norma UNI 10802 potrebbero costituire i presupposti tecnici su cui costruire piani di indagine e valutazione.

Bibliografia

ISIN, Guida Tecnica n.33. Criteri di sicurezza nucleare e radioprotezione per la gestione dei rifiuti radioattivi. 2023

MARSAME, Multi-Agency Radiation Survey and Assessment of Materials and Equipment (MARSAME) (NUREG-1575, Supp. 1). 2009, Department of Defense, Department of Energy, Environmental Protection Agency, Nuclear Regulatory Commission

MARSSIM, Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual (MARSSIM) (NUREG-1575, Revision 1). 2000, Office of Nuclear Regulatory Research, U.S. Nuclear Regulatory Commission

MARSSIM, Multi-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual (MARSSIM) (NUREG-1575, Revision 2). 2020, Office of Nuclear Regulatory Research, U.S. Nuclear Regulatory Commission. *Draft for public comment*

Noether, G. E., Sample Size Determination for Some Common Nonparametric Tests, Journal of the American Statistical Association 82:645-647. 1987

UNI 11458, Materiali solidi provenienti da impianti nucleari - Metodi e procedure per il controllo radiologico ai fini dell'allontanamento. 2012

UNI 11918, Gestione rifiuti radioattivi - Rifiuti prodotti da settore medico sanitario, industriale e di ricerca. Caratterizzazione e gestione. 2023

UNI EN 14899, Campionamento dei rifiuti. Schema quadro di riferimento per la preparazione e l'applicazione di un piano di campionamento. 2006

UNI EN ISO 18557, Principi di caratterizzazione per terreno, edifici e infrastrutture contaminate da radionuclidi con lo scopo di eseguire la bonifica. 2020

Spettrometria gamma in campo a bassa risoluzione: prestazioni e possibili applicazioni alla caratterizzazione di siti contaminati e residui NORM

Samuele Cotta¹, Rosella Rusconi¹, Pietro Badalamenti¹, Daniela Lunesu¹

¹ARPA Lombardia, via Renato Donatelli 5, 20162 Milano

s.cotta@arpalombardia.it

Riassunto

In questo lavoro sono state analizzate le prestazioni di uno spettrometro gamma a bassa risoluzione (NaI) nell'ambito di misure gamma in campo. In particolare, a differenza di misure effettuate con spettrometri portatili HPGe, è stata studiata una modalità di misura "dinamica", in cui lo spettro viene acquisito mentre si esegue una scansione regolare dell'oggetto in misura. Questo approccio permette di ottenere informazioni sui valori di irraggiamento esterno e di stimare contestualmente la concentrazione di attività. Sono state valutate l'affidabilità, l'incertezza e la minima attività rivelabile associate a questo tipo di misura nel caso di big bag contenenti terre e rocce da scavo, al fine di determinare il possibile campo di applicazione di queste misure.

INTRODUZIONE

La spettrometria gamma in campo rappresenta una valida opzione per la caratterizzazione di materiali contaminati, in particolare quando i volumi da analizzare sono notevoli e non è possibile assicurare l'omogeneità del campione. I rivelatori HPGe portatili, strumenti di riferimento per questa tecnica, non sono diffusi capillarmente a causa del costo elevato e delle difficoltà di gestione (trasporto, raffreddamento). Strumenti portatili a bassa risoluzione (es. scintillatori NaI), ampiamente utilizzati come misuratori di dose gamma, possono sostituire, sotto certe condizioni, i rivelatori HPGe.

In questo studio vengono valutate le prestazioni di un rivelatore portatile a bassa risoluzione (Mirion SPIR-Ace con cristallo NaI), associato ad un software commerciale di tipo Monte Carlo, per misure di spettrometria gamma in campo su materiali contaminati e residui NORM, al fine di determinare il campo di utilizzo, con particolare riferimento alla verifica dei livelli di allontanamento/esenzione stabiliti dal Dlgs 101/2020 e s.m.i.

STRUMENTAZIONE

Lo studio è stato svolto utilizzando un misuratore di dose e spettrometro gamma dotato di un cristallo NaI di diametro 1,4" e lunghezza 2" (Mirion SPIR-Ace), accoppiato ad un software Monte Carlo per il calcolo dell'efficienza in situ (ISOCS). Per le valutazioni sull'affidabilità dei risultati ci si è confrontati con un rivelatore portatile HPGe (Mirion FALCON), anch'esso dotato dello stesso software Monte Carlo per il calcolo dell'efficienza. Entrambi gli strumenti sono forniti dal produttore con una caratterizzazione generica.

Le caratteristiche principali degli strumenti sono riportate nella tabella seguente (tab. 1).

Tabella 1 – Caratteristiche strumenti

Strumento	Tipologia	Dimensioni cristallo (d x h)	Range energia	Dimensioni esterne	Peso
Mirion SPIR-Ace	NaI	1,4"x2"	25 keV - 3MeV	20x15x6 cm	1,4 kg
Mirion FALCON	HPGe planare	60x30 mm (efficienza relativa 18%)	20 keV - 3 MeV	45x45x18 cm	15,5 kg

Figura 1 – Strumenti utilizzati



Spettrometro NaI Mirion SPIR-Ace (a sinistra) e spettrometro HPGe portatile Mirion Falcon (a destra).

VERIFICHE DI AFFIDABILITA'

MISURE IN CONFIGURAZIONE STATICA

L'affidabilità dello spettrometro NaI è stata verificata confrontando i risultati con uno spettrometro HPGe portatile. Le misure sono state effettuate in configurazione statica, cioè con gli strumenti posti su un treppiede a una distanza fissa dall'oggetto in misura (fig. 2). Gli spettri sono stati acquisiti nell'ambito della caratterizzazione di rifiuti contaminati da Cs-137 presso siti in fase di bonifica e hanno riguardato 3 big bag contenenti terre e rocce da scavo (densità media 1,7 g/cm³) e un fusto da 200 L contenente polveri di abbattimento fumi (densità media 1,5 g/cm³).

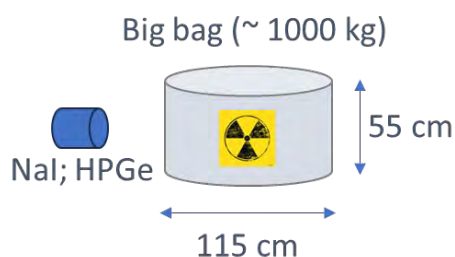
Figura 2 – Misura in configurazione statica per le verifiche di affidabilità



Le misure sono state effettuate su due o più lati, in modo da mediare eventuali disomogeneità di densità, composizione e concentrazione di attività presente nel campione.

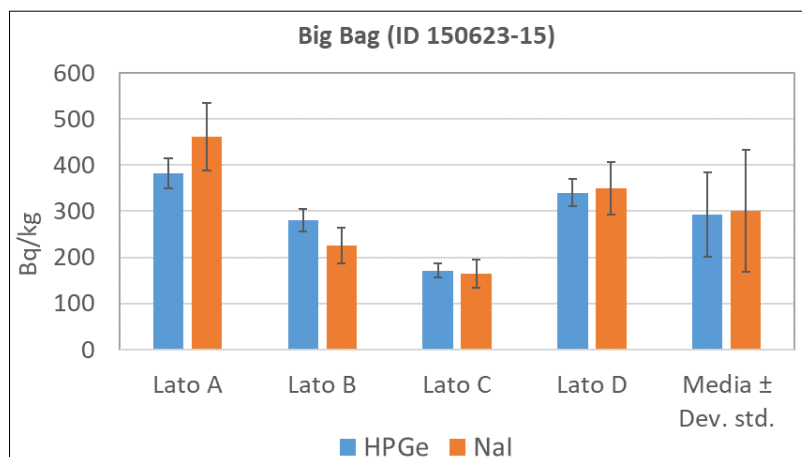
Nel caso dei big bag, la durata delle misure è stata di 900 s per ciascuno dei 4 lati. Il setup di misura fornito al software Monte Carlo per il calcolo dell'efficienza è schematizzato in fig. 3.

Figura 3 – Modellizzazione del setup di misura



In fig. 4 si riassumono i risultati, lato per lato, per uno dei 3 big bag.

Figura 4 – Risultati ottenuti con Nal e HPGe su uno dei big bag analizzati



In tab. 2 sono riportate le concentrazioni di attività medie dei 3 big bag. Le incertezze sono state calcolate come deviazione standard delle misure effettuate sui singoli lati.

Tabella 2 – Risultati in campo su big bag

ID big bag	HPGe		Nal	
	Cs-137 (Bq/kg)	Inc. (k=1) (Bq/kg)	Cs-137 (Bq/kg)	Inc. (k=1) (Bq/kg)
150623-11-12	280	72	241	38
150623-15	294	92	301	132
150623-20	316	97	303	109

Nel caso del fusto da 200 L, sono state effettuate 4 misure da 300 s l'una, ruotando ogni volta il fusto di 90°. In tab. 3 sono riportate le medie delle concentrazioni di attività ottenute sia con le misure in campo che con misure di laboratorio eseguite su polveri prelevate dal fusto stesso.

Tabella 3 – Risultati in campo e laboratorio su fusto da 200 L

HPGe		Nal		Laboratorio	
Cs-137 (Bq/kg)	Inc. (k=1) (Bq/kg)	Cs-137 (Bq/kg)	Inc. (k=1) (Bq/kg)	Cs-137 (Bq/kg)	Inc. (k=1) (Bq/kg)
9063	554	10013	579	9910	390

I risultati ottenuti in questa fase, tenuto conto delle incertezze, mostrano un buon accordo tra i due rivelatori.

Nel caso dei big bag i risultati sono congruenti anche con altre misure effettuate sugli stessi big bag da altri laboratori con diversi modelli di HPGe portatili.

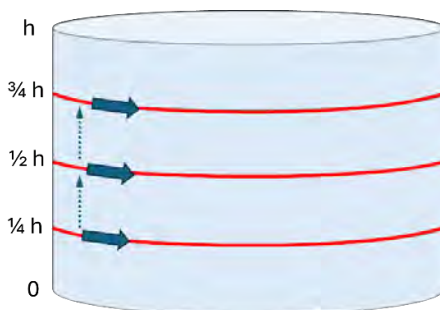
Nel caso del fusto da 200 L i risultati di laboratorio forniscono un'ulteriore conferma dei risultati in campo.

MISURE IN SCANSIONE

Una volta verificata l'affidabilità dello spettrometro Nal in configurazione statica, si è passati allo studio di una configurazione "dinamica", con cui valorizzare la maggior mobilità di questo strumento, dovuta alle dimensioni e al peso ridotto. Rivelatori con cristalli Nal vengono spesso usati per misure di rateo di dose gamma in scansione per valutare l'irraggiamento esterno di un oggetto ed evidenziare eventuali hot spot. L'acquisizione contestuale di uno spettro gamma permetterebbe, sotto certe ipotesi, di ottenere direttamente anche una stima della concentrazione di attività.

La configurazione proposta prevede la scansione in continuo dell'oggetto, seguendo un pattern regolare definito a priori (fig. 5) e cercando di mantenere la distanza oggetto-rivelatore costante.

Figura 5 – Esempio di pattern regolare per misure in scansione



Il software Monte Carlo associato al rivelatore NaI permette di gestire questo tipo di misura in scansione tramite un apposito tool che calcola un'efficienza media, prendendo in considerazione lo spostamento del rivelatore durante la misura. Ad esempio, considerando il pattern mostrato in fig. 5, il software calcola l'efficienza media tenendo conto che l'altezza del rivelatore da terra non sarà costante, ma si sposterà da un minimo ($1/4 h$) ad un massimo ($3/4 h$), compiendo anche uno step intermedio.

L'efficienza così calcolata è stata usata per ottenere la concentrazione di attività di Cs-137 a partire dagli spettri acquisiti in scansione. I test sono stati effettuati sui 3 big bag misurati in precedenza, con misure di 300 s in scansione. I risultati, considerata l'incertezza di misura, sono in accordo con le misure statiche (tab. 4).

Tabella 4 – Confronto tra misure statiche e in scansione con rivelatore NaI

Big bag	Misura statica			Misura in scansione		
	Durata misura (s)	Cs-137 (Bq/kg)	Inc. (k=1) (Bq/kg)	Durata misura	Cs-137 (Bq/kg)	Inc. (k=1) (Bq/kg)
150623-11-12	900 s x 2	241	38	300 s	267	68
150623-15	900 s x 4	301	132	300 s	302	76
150623-20	900 s x 4	303	109	300 s	314	79

Questa configurazione dinamica, una volta verificata l'affidabilità dei risultati, permette di ridurre i tempi di misura e caratterizzazione. Dato che il rivelatore esegue una scansione del big bag durante la misura, non è necessario che il big bag sia interamente compreso nel campo di visione del rivelatore in ogni istante. Ciò permette di eseguire la misura a pochi cm di distanza dal big bag, aumentando l'efficienza geometrica e riducendo di conseguenza i tempi di misura. Rispetto alle misure statiche, effettuate con rivelatore NaI a 15 cm dalla superficie del big bag, le misure in scansione permettono di ottenere le stesse aree di fotopico con tempi di misura dimezzati (tab. 5).

Tabella 5 – Confronto del rateo di conteggio tra misure statiche e in scansione

Big bag	Misura statica		Misura in scansione	
	Distanza da big bag (cm)	Rateo di conteggi (cps @ 662 keV)	Distanza da big bag (cm)	Rateo di conteggi (cps @ 662 keV)
150623-15	15	1,6	0 – 5	3,1
150623-20	15	1,6	0 – 5	3,2

Con questo approccio è inoltre possibile ottenere con una singola misura sia i valori di irraggiamento esterno che quelli di concentrazione di attività. Il rivelatore NaI oggetto di questo studio si rivela particolarmente adatto a tale scopo, poiché associa automaticamente allo spettro acquisito i valori massimi e medi di rateo di dose gamma e permettere inoltre di visualizzare in tempo reale i valori di irraggiamento durante l'acquisizione dello spettro.

VALUTAZIONE DELL'INCERTEZZA DI MISURA

La valutazione dell'incertezza di misura è uno step critico per le misure di spettrometria gamma in campo, sia per confrontare i risultati con eventuali limiti di legge, sia per la valutazione della Minima Attività Rivelabile (MAR) secondo l'approccio ISO 11929.

Nel caso di misure in campo l'incertezza sull'efficienza rappresenta il contributo principale. I software Monte Carlo associati alle misure gamma in campo basano il calcolo dell'efficienza sul setup di misura, composto dalla caratterizzazione del rivelatore, dalla descrizione dell'oggetto in misura (dimensioni, materiale, densità) e dalla distanza tra oggetto e rivelatore. Ognuno di questi parametri ha una sua incertezza (es. massa oggetto), ma in campo è necessario talvolta considerare anche ulteriori contributi dovuti ad eventuali disomogeneità (es. altezza di riempimento del big bag non costante). Le misure in scansione introducono inevitabilmente ulteriori fonti di incertezza. Ad esempio, mentre con una misura statica la distanza rivelatore-oggetto resta fissa, in una misura in scansione è normale che questa vari leggermente durante l'acquisizione dello spettro.

In questo studio è stata stimata l'incertezza totale di misura per la seguente configurazione: misure in scansione di big bag di terre e rocce da scavo. Nei paragrafi che seguono si farà sempre riferimento all'incertezza composta ($k=1$).

Consideriamo anzitutto l'incertezza sull'efficienza, dividendola in due componenti: l'incertezza di caratterizzazione del rivelatore e l'incertezza dovuta al setup di misura, che chiameremo da qui in poi "incertezza aggiuntiva all'efficienza". La prima componente è dovuta alla caratterizzazione generica di cui è dotato lo strumento. L'incertezza da considerare è fornita dal produttore e varia in base al range di energia che si considera (tab. 6). In questo studio andremo a considerare emissioni gamma maggiori di 400 keV e, di conseguenza, un'incertezza di caratterizzazione pari a 15%.

Tabella 6 – Incertezza sull'efficienza dichiarata dal produttore per SPIR-Ace.

Energia (keV)	Incetezza dichiarata (%)
45 – 150	25
150 – 400	20
> 400	15

Per la stima dell'incertezza aggiuntiva all'efficienza abbiamo valutato inizialmente le incertezze sulla modellizzazione del big bag dovute alle disomogeneità dell'oggetto, come l'altezza di riempimento del big bag non uniforme ed eventuali variazioni di densità dovute al materiale in esso contenuto. Tramite ISOCS abbiamo stimato che una variazione della densità $\pm 10\%$ e una variazione di volume $\pm 15\%$ risultano in una componente aggiuntiva di incertezza sull'efficienza pari al 14%. Questo risultato è coerente con altri studi riguardanti misure gamma in campo (De Stena, 2023).

A questa vanno poi aggiunti i contributi propri di una misura in scansione. Avendo effettuato le misure a pochi cm dalla superficie del big bag, si è considerata una possibile variazione della distanza tra 0 e 5 cm durante la scansione. Il contributo aggiuntivo all'incertezza è stato stimato in 12%. Si è infine considerato che, nel seguire il pattern definito, ci si possa scostare di ± 10 cm dalla linea ideale. In questo caso il contributo all'incertezza è risultato più limitato (3,5%). L'incertezza aggiuntiva all'efficienza, data dalla somma in quadratura delle singole componenti, risulta essere del 19% (tab. 7).

Tabella 7 – Calcolo dell'incertezza aggiuntiva all'efficienza

	Valore di riferimento	Variazione	Componente incertezza (%)
Densità big bag	1,75 g/cm ³	±10%	14%
Volume big bag	0,6 m ³	±15%	
Distanza	2,5 cm	da 0 a 5 cm	12%
Altezza rivelatore rispetto a riferimento	0 cm	da -10 a +10 cm	3,5%
Incertezza aggiuntiva all'efficienza			19 %

L'incertezza totale sull'efficienza, comprensiva anche del 15% dovuto alla caratterizzazione generica del rivelatore, risulta essere del 24%.

Per calcolare infine l'incertezza totale di misura, bisogna aggiungere l'incertezza sulla massa del big bag (1%) e quella sull'area di fotopicco, che varia da misura a misura. A titolo esemplificativo, con un'area di fotopicco maggiore di 200 conteggi (incertezza 7%), l'incertezza totale di misura risulta essere attorno al 25%.

CALCOLO DELLA MINIMA ATTIVITA' RIVELABILE

La sensibilità di una misura può essere valutata in termini di Minima Attività Rivelabile (MAR), parametro che può essere incluso tra i requisiti prestazionali di una misura.

In questo lavoro abbiamo calcolato la MAR di misure in scansione su big bag di terre e rocce da scavo seguendo l'approccio ISO 11929, basato sulla statistica Bayesiana (ISO 11929, 2019).

Mentre la MAR di Currie (Currie, 1968) considera solo l'incertezza sui conteggi di fondo (u_{CB}), la formula derivata dalla ISO 11929 presenta anche un secondo fattore che considera esplicitamente l'incertezza sull'efficienza (u_{ε}) e sulla massa (u_m):

$$MAR_{Currie} \left(\frac{Bq}{kg} \right) = \frac{(4,66 \cdot u_{CB} + 2,72)}{\varepsilon \cdot T \cdot m \cdot I_{\gamma}}$$

$$MAR_{ISO} \left(\frac{Bq}{kg} \right) = \frac{(4,66 \cdot u_{CB} + 2,72)}{\varepsilon \cdot T \cdot m \cdot I_{\gamma}} \cdot \frac{1}{1 - 2,72 \cdot \left[\left(\frac{u_{\varepsilon}}{\varepsilon} \right)^2 + \left(\frac{u_m}{m} \right)^2 \right]}$$

La MAR nel caso di big bag di terra e rocce da scavo è stata calcolata sulla base di una misura in scansione di un big bag di bianco (300 s). È stata considerata l'incertezza sull'efficienza calcolata in precedenza (24%) e l'incertezza sulla massa del big bag pari all'1%. In tab. 8 sono riportate le MAR ottenute per Cs-137 e radionuclidi NORM, messe a confronto con i tipici requisiti prestazionali derivati dai limiti di legge, pari al 30% dei livelli di allontanamento.

Tabella 8 – MAR ottenute per misure in scansione su big bag di terre e rocce da scavo

	Emissione gamma di riferimento (keV)	MAR per misure in scansione (Bq/kg)	MAR richiesta (30% valore di allontanamento Dlgs. 101/2020) (Bq/kg)
Cs-137	662	70	30
Serie U-238	609	86	300
Serie Th-232	911	149	300
K-40	1461	522	3000

Nel caso di radionuclidi NORM, le misure effettuate con il nostro spettrometro a bassa risoluzione raggiungono le sensibilità richieste. Nel caso di matrici contaminate da Cs-137, le misure effettuate non raggiungono MAR sufficienti per la verifica dei limiti di allontanamento. Queste misure si rivelano comunque utili per un primo screening dei materiali da caratterizzare, ad esempio per individuare i materiali nettamente superiori a 0,1 Bq/g, rimandando solo la restante frazione ad analisi più approfondite.

Come ultima analisi, la MAR è stata ricalcolata per diversi valori di incertezza totale sull'efficienza, osservando come, a seconda di come vengano valutate le incertezze legate al modello geometrico, la MAR possa assumere valori diversi. I risultati riassunti in tab. 9 mostrano come, anche con incertezze fino al 40%, la misura di big bag con lo spettrometro a bassa risoluzione risulta essere idonea alla verifica dei livelli di allontanamento per radionuclidi NORM.

Tabella 9 – MAR ISO 11929 al variare dell'incertezza sull'efficienza

Incertezza totale efficienza (k=1) (%)	MAR Cs-137 (Bq/kg)	MAR serie U-238 (Bq/kg)	MAR serie Th-232 (Bq/kg)	MAR K-40 (Bq/kg)
0 *	62	73	129	439
15	63	77	134	468
20	66	81	141	492
24 **	70	86	149	522
30	78	96	165	581
40	101	128	217	773
50	173	231	377	1394

* corrisponde alla MAR Currie

** caso studio

CONCLUSIONI

Le prestazioni di uno spettrometro gamma a bassa risoluzione con cristallo NaI sono state valutate per misure gamma in campo, al fine di definire un possibile campo di applicazione.

Le prove di affidabilità, valutata confrontandosi con un rivelatore HPGe portatile, hanno dato esito positivo nei casi analizzati (1 fusto e 3 big bag contaminati da Cs-137).

Si è quindi studiata la possibilità di usare questo tipo di rivelatore in una configurazione di misura dinamica, in modo da caratterizzare un oggetto con una singola misura in scansione sia in termini di rateo di dose gamma e che in concentrazione di attività. I test eseguite su 3 big bag di terre e rocce da scavo hanno dato risultati in accordo con le misure statiche.

L'incertezza totale di misura è stata stimata attorno al 25%. Il contributo principale all'incertezza è dato dall'efficienza (24%), suddivisa tra una componente dovuta alla caratterizzazione generica del rivelatore (15%) e l'incertezza aggiuntiva all'efficienza (19%), che comprende le incertezze proprie di misure in scansione in campo.

La MAR, calcolata seguendo l'approccio ISO 11929, permette definire la sensibilità di queste misure e definire il campo di applicazione. Le misure effettuate in scansione su big bag di terre e rocce da scavo risultano idonee per la verifica dei livelli di allontanamento per radionuclidi NORM, mentre non raggiungono la sensibilità sufficiente nel caso di materiali contaminati da Cs-137.

L'approccio di misura proposto, costituito da misure in scansione con spettrometri gamma a bassa risoluzione, può rivelarsi un'utile risorsa per misure di spettrometria gamma in campo, grazie alla maggiore diffusione di questo tipo di strumenti rispetto a rivelatori HPGe portatili.

Il campo di applicazione di queste misure va valutato attentamente caso per caso, in quanto l'efficienza, le incertezze associate e la sensibilità della misura possono variare sensibilmente a seconda del rivelatore usato (es. materiale e dimensione del cristallo) e delle caratteristiche dell'oggetto in misura (es. dimensioni e densità).

Bibliografia

Currie L. A., *Limits for qualitative detection and quantitative determination -application to radiochemistry*, Anal. Chem. 40(3), 586-593 (1968)

De Stena A. et al., *Caratterizzazione mediante spettrometria gamma in campo di residui NORM in big bag: due casi di studio*, Convegno Nazionale AIRP 2023

ISO 11929-1: 2019, *Determination of the characteristic limits (decision threshold, detection limit and limits of confidence interval) for measurements of ionizing radiation – Fundamentals and application*

Come produrre rifiuti radioattivi da un processo di bonifica ambientale delle acque di falda: il caso dell'impianto TAF presso l'impianto nucleare ITREC di Trisaia

Giovanni Varasano¹, Salvatore Abate¹, Antonio Puppio¹, Filippo Rubolino¹, Mario Scafiezzo¹, Annamaria Scaiella¹

¹*SOGIN Spa, Impianto ITREC- Trisaia, Rotondella (MT) - Italy.*

INTRODUZIONE

Nell'impianto nucleare ITREC, situato nel comune di Rotondella (MT), è stato effettuato il riprocessamento di elementi di combustibile Elk River della filiera Uranio-Torio.

Il programma di monitoraggio ambientale permette di tenere sotto controllo le contaminazioni ambientali dovute alla presenza dei radionuclidi artificiali in varie matrici, tra cui le acque di falda.

Nell'ambito di alcuni monitoraggi straordinari su alcuni pozzi di falda situati a monte idrogeologico rispetto all'impianto, sono stati riscontrati dei contaminanti "convenzionali" eccedenti i limiti della normativa ambientale.

È stato pertanto effettuata la bonifica ambientale mediante un impianto di trattamento delle acque di falda (TAF) appositamente realizzato; il processo chimico fisico di bonifica ha portato alla concentrazione dei radionuclidi artificiali presenti in tracce nelle acque, generando residui classificati come rifiuti radioattivi a molto bassa attività (VLLW).

Nel presente lavoro viene riportato l'iter autorizzativo per la realizzazione dell'impianto e vengono inoltre quantificati i rifiuti radioattivi prodotti in 5 anni di esercizio dell'impianto, mettendoli a confronto con i quantitativi di contaminanti "convenzionali" effettivamente rimossi dalle acque.

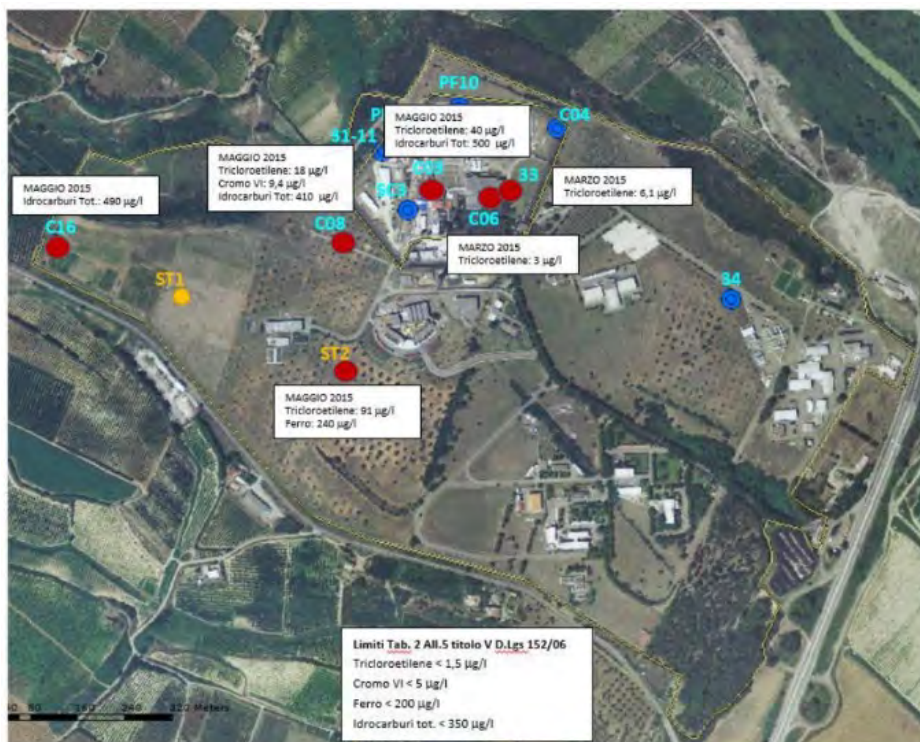
Il presente lavoro vuole essere uno spunto di riflessione sulle problematiche di sostenibilità ambientale in situazioni dove vi è la sovrapposizione tra la normativa di radioprotezione (D.Lgs. 101/2020) e la normativa in materia ambientale (D.Lgs. 152/2006).

ORIGINE DELLA CONTAMINAZIONE AMBIENTALE

Nell'ambito della realizzazione di un nuovo impianto e relativo deposito, si è reso necessario ottemperare ad alcune prescrizioni di compatibilità ambientale emanate dal MATTM. Tra le varie prescrizioni, il decreto di compatibilità ambientale ha previsto l'implementazione di un sistema di monitoraggio convenzionale delle acque di falda (ai sensi del D.Lgs 152/2006) costituita da diversi piezometri (circa dieci), per la caratterizzazione del sito ante operam (punto zero) e durante la fase di costruzione ed esercizio.

Nel corso delle campagne di monitoraggio semestrali delle acque della falda superficiale è stata riscontrato il superamento della concentrazione soglia di contaminazione (CSC) stabilita dal D.Lgs 152/06 e smi, **per alcuni analiti, non radiologici**, come tricloroetilene (trielina), triclorometano, cromo esavalente, ferro, idrocarburi totali.

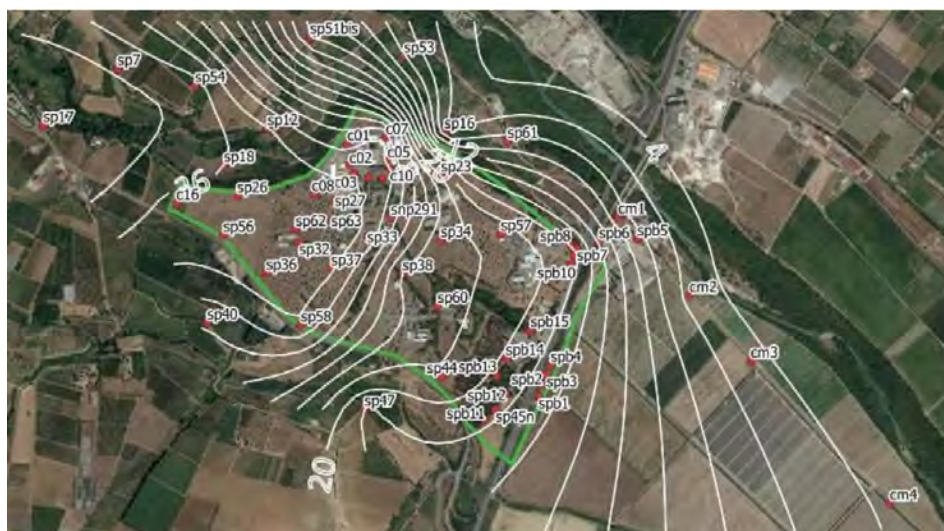
Figura 1 – Punti in cui sono state superate le CSC



Al rilevamento del superamento della concentrazione soglia di contaminazione, Sogin ha notificato quanto riscontrato agli Enti interessati come previsto da normativa (Prefettura di Matera, Regione Basilicata, ARPA Basilicata, Provincia di Matera e Comune di Rotondella).

A valle della contaminazione e in ottemperanza alla disciplina ambientale del D.Lgs. 152/06, è stato trasmesso un Piano di caratterizzazione, consistente in 60 nuovi piezometri e al loro relativo campionamento.

Figura 2 – Stralcio piezometri e curve isofreatiche



SITUAZIONE INTERNA ALL'INSTALLAZIONE NUCLEARE

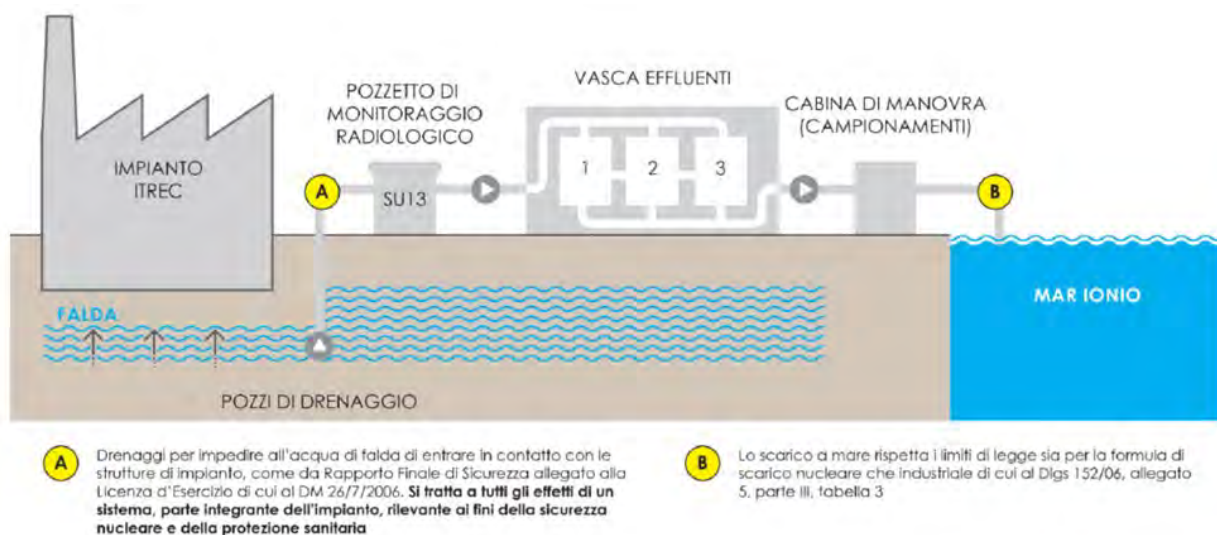
L'impianto ITREC è costituito da diversi edifici e laboratori, ove si trovano i sistemi e le strutture di impianto. Alcuni di questi edifici sono ubicati al di sotto del piano campagna e ospitano, od hanno ospitato, parte rilevante del materiale radioattivo dell'impianto ITREC.

Poiché quasi tutto il materiale radioattivo da condizionare è conservato in locali interrati, tutti i locali interrati, indistintamente, sono realizzati all'interno di un dreno artificiale, costituito da materiale inerte e tubi metallici drenanti, che convogliano le acque di falda verso dei pozzetti di raccolta.

Lo scopo del sistema di drenaggio sopra descritto, composto nella configurazione di esercizio da alcuni pozzetti di raccolta (denominati P2-P3-P4-P8), è quello di prevenire che le strutture interrate siano bagnate dalla falda sottostante l'impianto e quindi evitare che il materiale radioattivo trovi nell'acqua un possibile veicolo di spargimento di contaminazione radioattiva nell'ambiente.

Le acque emunte dal suddetto sistema di drenaggio vengono convogliate verso un pozzetto di monitoraggio radiologico (denominato SU13) e da questo inviate verso le vasche di accumulo (denominate vasca 1/1, 2/1 e 3/1), da cui, previa determinazione dell'impegno della formula di scarico radiologica e nel rispetto delle prescrizioni AUA, vengono scaricate nel corpo idrico recettore "Mare Ionio" tramite la apposita condotta.

Figura 3 – Schema flusso acque di falda impianto ITREC – ante operam TAF



A Novembre 2017, su disposizioni della Conferenza di Servizi (CdS), SOGIN ha eseguito il campionamento delle acque drenate dai pozzetti di drenaggio, che costituiscono il sistema di drenaggio dell'impianto ITREC.

Gli esiti analitici dei suddetti pozzetti di drenaggio hanno rilevato il superamento delle concentrazioni soglia di contaminazione (CSC), se riferite alla tabella 2 Allegato V Parte IV del D.Lgs 152/06 – (Acque sotterranee).

Pertanto è stato disposto il divieto di scarico in mare degli effluenti liquidi radioattivi compromettendo, di fatto, il normale funzionamento dell'impianto nucleare così come previsto dalla Licenza di Esercizio, ponendo l'impianto ITREC in una condizione di sostanziale emergenza; dal 13 aprile 2018 la SOGIN ha dovuto realizzare un impianto di trattamento delle acque di falda (denominato Impianto TAF).

L'impianto è stato messo in esercizio il 17 maggio 2018, e il primo scarico in mare è avvenuto il 12 giugno 2018.

L'impianto di trattamento acqua di falda (TAF) consente quindi di trattare l'acqua di falda emunta dal sistema di drenaggio precedentemente descritto e abbattere definitivamente i contaminanti presenti in essa.

SOGIN è impegnata giornalmente nell'esercizio dell'impianto TAF, come prescritto dalla CdS. Infatti, SOGIN continua nel monitoraggio dell'efficacia dell'abbattimento degli inquinanti. Il monitoraggio viene trasmesso alla CdS, secondo le modalità stabilite, mediante appositi report.

IL TRATTAMENTO DELLE ACQUE NELL'IMPIANTO TAF

L'impianto TAF, composto da una serie di serbatoi di accumulo e unità di trattamento chimico/fisico, provvede all'abbattimento delle sostanze inquinanti convenzionali, producendo rifiuti secondari (residui) nella forma di panetti di fanghi ispessiti e di carboni attivi.

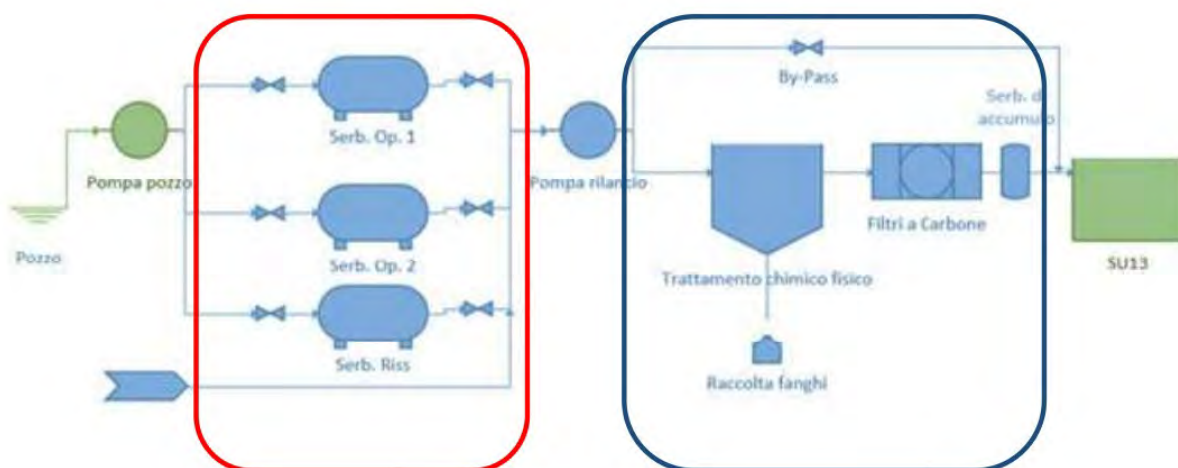
L'Unità di trattamento chimico-fisico serve per l'abbattimento dei metalli pesanti presenti in soluzione, tra cui il cromo esavalente.

L'unità di filtrazione a carboni attivi serve per la filtrazione dei composti organici, ossia del tricloroetilene.

Lo stato radiologico delle aree in cui è stato realizzato l'impianto di abbattimento sostanze inquinanti presenta un rateo di Equivalente di dose ambientale pari a circa $0,1 \mu\text{Sv/h}$ (confrontabile con il fondo ambientale) e livelli di contaminazione superficiale rimovibile alfa e beta inferiori alle Minime Attività Rilevabili (MAR).

Per quanto riguarda i liquidi di drenaggio che vengono trattati all'interno del nuovo impianto di abbattimento sostanze inquinanti, vengono effettuate periodicamente le misure di concentrazione di Cs-137, H-3, Sr-90, gross beta/gamma: le misure di concentrazione di Cs-137 e H-3 risultano inferiori alle Minime Attività Rilevabili (MAR) mentre in alcuni pozzi vi è una concentrazione di Sr-90 dell'ordine della decina di Bq/l. Tali misure risultano comunque in linea con i risultati di cui alla formula di scarico autorizzata per gli effluenti liquidi dell'impianto ITREC.

Figura 4 – Schema funzionamento impianto TAF



Dal punto di vista progettuale, si è ipotizzato che tutta l'attività presente nei liquidi si concentri nei fanghi, e quindi si ottiene la produzione di rifiuti radioattivi con concentrazioni massime inferiori a 100 Bq/g (valore limite per la classificazione del rifiuto come VLLW ai sensi del DM 7/8/2015).

È stata inizialmente effettuata una campagna di misure con l'obiettivo di esaminare la distribuzione di attività lungo la filtropressa ove si producono i fanghi ispessiti, e pertanto stabilire il punto di campionamento più rappresentativo per le successive misure. Sono stati prelevati in totale 15 campioni da tre diverse sezioni della filtropressa (dalle piastre terminali e da quella centrale), come mostrato in Figura 5. I risultati sono riportati in Tabella 1. Come si evince da questi, e dal grafico in Figura 5, si può ritenere che la distribuzione sia omogenea, dato che la deviazione standard dell'insieme dei risultati è confrontabile con l'incertezza relativa alla singola misura.

Figura 5 – Schema campionamento fanghi nella filtro-pressa.

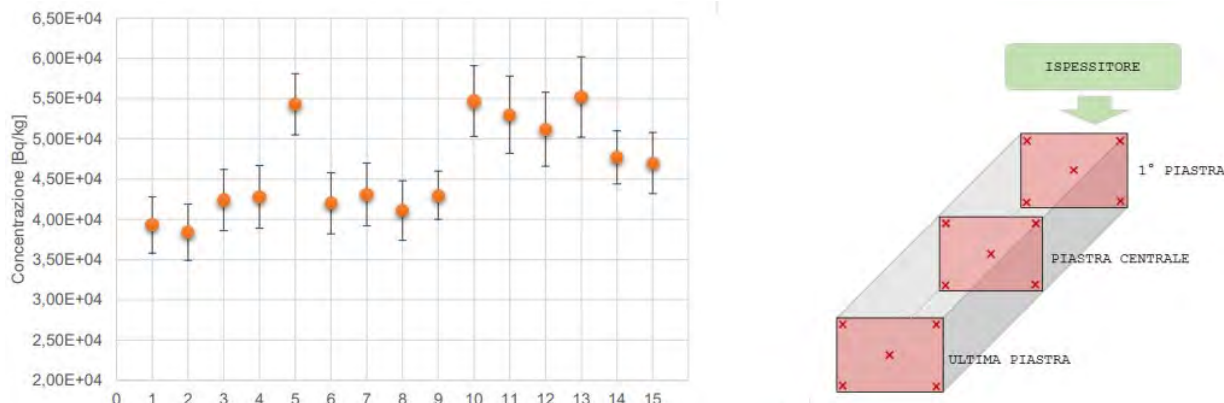


Tabella 1 – Risultati analisi radiometriche

Campione	Gross beta/gamma		Gross alfa
	Concentrazione di attività (Bq/g)	Incertezza (Bq/g)	Concentrazione di attività (Bq/g)
1/1	39,3	3,5	≤0,178
2/1	38,4	3,5	≤0,123
3/1	42,4	3,8	≤0,109
4/1	42,8	3,9	≤0,141
5/1	54,3	3,8	≤0,139
1/2	42,0	3,8	≤0,112
2/2	43,1	3,9	≤0,108
3/2	41,1	3,7	≤0,138
4/2	43,0	3,0	≤0,120
5/2	54,7	4,4	≤0,141
1/3	53,0	4,8	≤0,111
2/3	51,2	4,6	≤0,129
3/3	55,2	5,0	≤0,150
4/3	47,1	3,3	≤0,163
5/3	47,0	3,8	≤0,137

I dati analitici hanno confermato che il nuclide prevalentemente presente nei fanghi è lo Sr-90, mentre tutti gli altri nuclidi gamma emettitori investigati (Cs-137, Cs-134, Co-60, Eu-152, Eu 154) sono tutti normalmente inferiori alla MDA di misura.

Viste le concentrazioni di beta/gamma emettitori, tutti i residui di fango ispessito prodotti dal 2018 vengono classificati ai sensi del DM 7/8/2015 come rifiuto radioattivo a molto bassa attività (VLLW). I dati sulla produzione di rifiuti sono riportate nella tabella seguente.

Tabella 2 – Volumi trattati e rifiuti radioattivi prodotti

ANNO	Volume di acqua di falda trattato nel TAF (mc)	Quantità di rifiuto VLLW prodotta (kg)
2018	6502	2148
2019	9433	4764
2020	10117	4467
2021	10530	5039
2022	8929	3559
2023	11352	3535
TOT	56862	23512

VERIFICA DI ASSOGGETTABILITÀ DELL'IMPIANTO TAF (TRATTAMENTO ACQUA DI FALDA) A NOTIFICA DI PRATICA CON SORGENTI NATURALI DI RADIAZIONI

L'impianto TAF è di fatto un impianto per il trattamento delle acque di falda, e pertanto rientra tra le pratiche relative ai settori industriali potenzialmente contaminati da radionuclidi di origine naturale (ex art. 20 e tab. II-1 Sez. II-ter dell'allegato II al D.Lgs. 101/2020 e ss.mm.ii.).

Per tali pratiche, nel caso in cui le misure di concentrazione di attività siano inferiori ai valori riportati in tab. II-2 Sez. II-ter dell'allegato II al D.Lgs. 101/2020 e ss.mm.ii, l'esercente deve prevedere una misura della concentrazione di attività sui materiali presenti e sui residui derivanti dall'attività lavorativa con cadenza triennale e comunque nel caso di significative variazioni del ciclo produttivo o delle caratteristiche radiologiche delle materie in ingresso (art. 22 del D.Lgs. 101/2020).

Tali misurazioni vengono di fatto già effettuate, sia sulle acque in ingresso, che sui residui prodotti (fanghi e carboni).

Il piano di monitoraggio effettuato presso l'impianto ITREC per le acque e i fanghi dell'impianto TAF è il seguente:

- Monitoraggio mensile della concentrazione β_{tot} e α_{tot} delle acque in ingresso all'impianto (Pozzi P2, P3, P4, P8);
- Monitoraggio di un campione di fango ad ogni pulizia di filtropressa, mediante analisi di concentrazione di Sr-90, β_{tot} e α_{tot} .
- Monitoraggio di un campione di carboni attivi ad ogni sostituzione, mediante analisi di concentrazione di Sr-90, β_{tot} e α_{tot} .

Le misure effettuate sulle acque in ingresso, in termini di β_{tot} e α_{tot} , sono tutte al di sotto dei limiti di concentrazione di cui alla tab. II-2 Sez. II-ter dell'allegato II al D.Lgs. 101/2020 e ss.mm.ii.

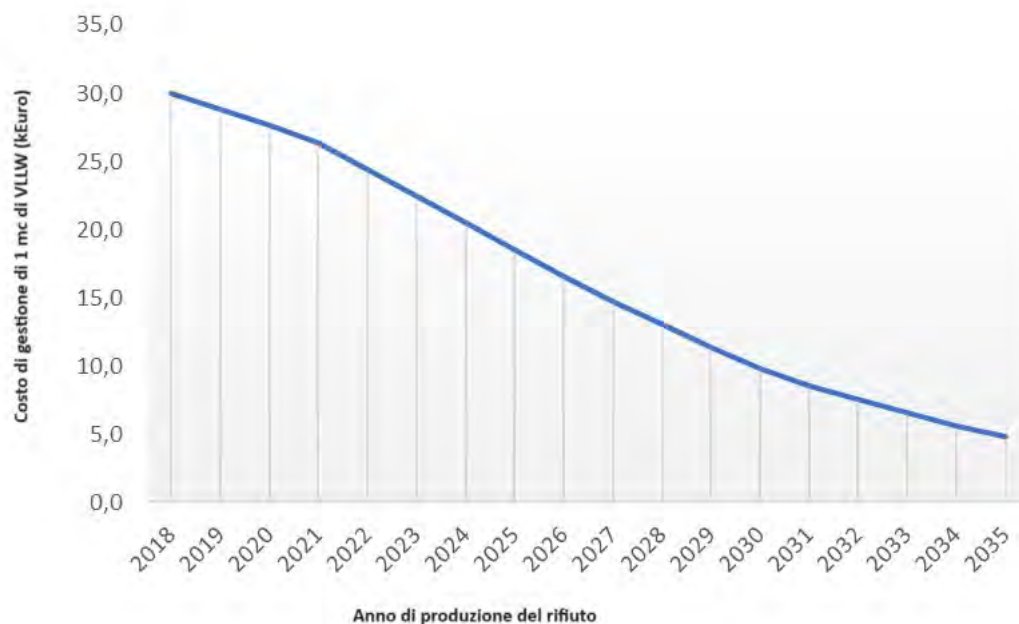
Le misure effettuate sui residui prodotti (fanghi e carboni), portano a concludere che vi è solo presenza di Sr-90, mentre le concentrazioni di attività β_{tot} e α_{tot} residua, permettono di confermare anche su tali matrici il rispetto dei limiti di cui alla tab. II-2 Sez. II-ter dell'allegato II al D.Lgs. 101/2020 e ss.mm.ii.

Considerata la frequenza del piano di monitoraggio, la quale permette di tenere sotto controllo anche la presenza dei radionuclidi di origine naturale e visti gli esiti delle misurazioni, si conferma che l'impianto TAF non è assoggettabile a notifica di cui all'art. 24 del D.Lgs. 101/2020 e ss.mm.ii.

STIME DEI COSTI

Sulla base delle stime interne effettuate per la futura produzione di rifiuti radioattivi, si può stimare il costo di gestione di cumulato 1 mc di VLLW in base all'anno di produzione, così come indicato in un precedente articolo su questa rivista.

Figura 7 – Costo cumulato di 1 mc di VLLW in ITREC in base all'anno di produzione



Il costo di gestione di 1mc di VLLW risulta funzione decrescente rispetto all' anno di produzione, mentre il costo per allocare 1 mc di VLLW presso le strutture di deposito temporaneo di ITREC è stimato costante e pari circa pari a **4 k€/mc**.

Pertanto, il costo complessivo di gestione e stoccaggio in ITREC di 1 mc di rifiuto radioattivo VLLW prodotto nell'anno 2018 (ipotizzando come data di conferimento al deposito nazionale il 2036), è di circa **30 k€/mc**.

Poi ci sono da considerare i costi gestione dell'impianto TAF, i costi di realizzazione del TAF e il costo delle analisi dei campioni (radiometriche e convenzionali) e i successivi costi di incenerimento dei rifiuti; tali costi sono di seguito riassunti:

- Costo Realizzazione TAF (1,6MEuro)
- Costo gestione/manutenzione TAF (420 kEuro/anno)
- Costo analisi convenzionali 20kEuro/anno
- Costo analisi radiometriche 15kEuro/anno
- Costo incenerimento fanghi 100 Euro/kg di rifiuto prodotto

Considerando una produzione media di 10 mc/anno di fanghi radioattivi, risulta un costo integrato di gestione dei colli in ITREC pari a circa **2,8 M€**, a cui si devono sommare i costi per l'incenerimento e analisi pari a circa **7,7 M€**; l'intera operazione di bonifica costerà circa **19,5 M€** fino al 2036, a cui vanno aggiunti i costi di trasferimento e stoccaggio per 300 anni nel deposito nazionale.

I costi afferenti al Deposito Nazionale, ossia i costi di realizzazione, i costi di conferimento dei rifiuti e i costi di gestione di 1 mc di VLLW presso il Deposito Nazionale, ad oggi sono ancora in corso di valutazione.

In effetti, il costo a fine vita di un rifiuto VLLW, risulta difficile da calcolare con precisione, in quanto, oltre alla lunga durata prevista per lo stoccaggio (300 anni), vanno considerate le variabilità dei prezzi dovuti a aumenti dei costi delle materie prime, inflazione ed eventi socio-politici di carattere globale.

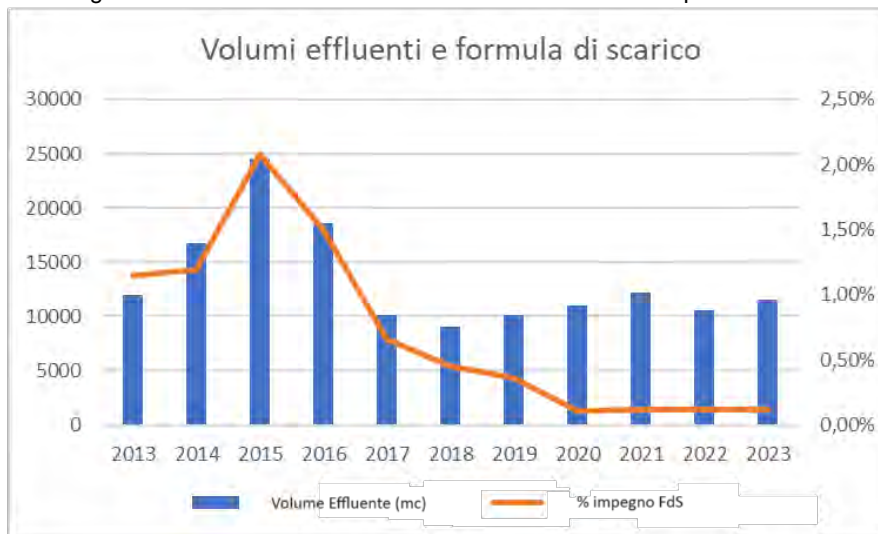
VALUTAZIONI DI SOSTENIBILITA' AMBIENTALE

Il TAF ha prodotto una sensibile riduzione del quantitativo di Sr-90 presente nelle vasche di accumulo, il quale è passato da valori di circa 15÷20 Bq/l a valori di 0,3÷0,5Bq/l.

Ciò ha portato ad una sensibile riduzione dell'impegno della Formula di scarico di ITREC; nel corso dell'ultimo decennio, l'impegno medio annuo è di circa l'1,5%; tale valore ha subito una drastica riduzione dopo l'avvio a regime dell'impianto TAF, assestandosi su valori medi di 0,12%. **Poiché l'impegno del 100% della formula di scarico corrisponde a circa 10**

microSv all'individuo rappresentativo della popolazione, la riduzione dal 1,5% allo 0,12% non dà alcun beneficio radioprotezionistico, infatti la riduzione di dose all'individuo rappresentativo della popolazione è dell'ordine di 100 nSv.

Figura 8 – Andamento della Formula di scarico effluenti liquidi di ITREC



A fronte di questa riduzione di Sr-90 immesso in ambiente, al 31/12/2023 sono stati prodotti 282 fusti da 220 litri, classificati come VLLW in quanto hanno un contenuto medio di circa 20 Bq/g di beta/gamma emettitori.

Il volume occupato nei depositi di ITREC è pari a 62 mc, impegnando circa 30 mq di superficie utile dei depositi impegnata (se si ipotizza lo stoccaggio su 3 livelli).

Nel periodo di esercizio 2018 -2023, l'impianto TAF ha rimosso dall'ambiente Cromo VI e Tricloroetilene per un quantitativo totale di poco superiore a 200 grammi per ogni inquinante (vedi tabella 3).

Tabella 3 – Quantità di inquinanti convenzionali rimossi mediante l'impianto TAF

ANNO	Quantità di Cromo VI rimossa (g)	Quantità di Trielina rimossa (g)
2018	35,8	24,7
2019	45,6	37,0
2020	42,6	79,1
2021	26,6	42,6
2022	28,1	13,4
2023	39,1	34,8
TOT	217,8	231,8

CONCLUSIONI

Sicuramente la sovrapposizione di normative, seppure ambedue attinenti alla tutela dell'ambiente, comporta una sovrapproduzione di rifiuti radioattivi. Nei processi decisionali, il punto di vista della maggior cautela non porta sempre a benefici tangibili, tuttavia può generare un extracosto considerevole. L'auspicio è che ci sia sempre una visione globale delle problematiche, ottenuta mediante la condivisione e coinvolgimento degli Enti e Organismi Tecnici preposti all'emanazione dei provvedimenti autorizzativi, i quali devono basare le proprie decisioni su un principio di "giustificazione ambientale",

Ogni atto autorizzativo dovrebbe essere sempre supportato da una valutazione di sostenibilità ambientale, nel quale sia stimato l'impatto sull'ambiente di ogni singolo analita (sia convenzionale che radiologico). Nella fattispecie dell'impianto TAF, in fase di emissione del provvedimento autorizzativo o nel corso di una sua eventuale rivalutazione, la domanda a cui bisogna dare risposta è la seguente: "per l'ambiente nel suo complesso è più sostenibile produrre 10mc/anno di rifiuti radioattivi VLLW oppure rimuovere dalla falda circa 40 g/anno di CrVI e Tricloroetilene?"

CEMERAD: Esperienza operativa per l'intervento di messa insicurezza e bonifica

A. Farina¹, C. Demofonti², L. Manfrè¹

¹Nucleco SpA – Via Anguillarese, 301, 00123 Roma RM

²Sogin SpA via Marsala, 51/C 00185 Roma

farina@nucleco.it

PREMESSA ED INTRODUZIONE

La Società CEMERAD ha svolto sin dal 1984 nel Comune di Statte (TA), in loc. Vocchiaro Grottafornara, attività di raccolta e di deposito di rifiuti radioattivi solidi e liquidi, prodotti in attività mediche, industriali e di ricerca, fino a giugno del 2000, anno in cui l'area è stata sottoposta a sequestro giudiziario; la società è stata dichiarata fallita dal Tribunale di Taranto nell'anno 2005. In quest'ottica, il sito ex CEMERAD risultava essere una *particolare situazione di esposizione esistente*.

Nel 2015, nell'ambito dell'incarico di Commissario Straordinario di Governo per la bonifica, riqualificazione ed ambientalizzazione dell'area di Crisi Ambientale di Taranto (incarico ricoperto fino al 2020), la dott.ssa Vera Corbelli, propose all'allora Governo un fattibile percorso l'attuazione di un intervento tempestivo di bonifica dell'intera area ai fini dell'abbattimento del potenziale rischio radiologico e ambientale derivante dall'abbandono dell'area.

Tale percorso trovò la condivisione e l'approvazione della Presidenza del Consiglio dei Ministri la quale affidò alla stessa Dott.ssa Corbelli, ai sensi dell'art. 13 del D.L. 67/97 come modificato dalla L. 135/97, anche l'incarico di "*Commissario Straordinario di Governo per l'attuazione dell'intervento di messa in sicurezza e gestione dei rifiuti pericolosi e radioattivi siti nel deposito ex Cemerad*" (DPCM del 19.11.2015). Le funzioni ed i poteri del Commissario sono stati prorogati fino al completamento delle suddette attività, giusto art. 3bis del Decreto Legge n. 243/16, convertito, con modifiche dalla Legge n. 18 del 27 febbraio 2017. 243/16. Il Commissario Straordinario, per tutta la durata dell'incarico, è stato autorizzato ad esercitare i poteri di cui all'articolo 13 del D.L. 67/97 come modificato dalla L. 135/97.

Il Commissario, nelle fasi iniziali, avendo la possibilità di avvalersi del supporto di altre pubbliche amministrazioni, secondo lo schema degli accordi di collaborazione di cui all'art. 15, della L. 241/90 ed ai sensi dell'art. 6, co. 4, del D.L. 5 gennaio 2015 n. 1, convertito in Legge 4 marzo 2015, n. 20, per l'organizzazione e l'attuazione di ogni misura di sicurezza relativa alle attività di bonifica ha stipulato, in data 28.01.2016, un primo Accordo di Collaborazione con la SOGIN S.p.A., attraverso il quale la summenzionata società ha fornito il supporto e l'assistenza tecnico-specialistica per le attività propedeutiche di raccolta dati, ispezione delle strutture, valutazione di impatto radiologico sulla popolazione.

In ottemperanza al DPCM di nomina del 19.11.2015, in data 26.02.2016, il Commissario Straordinario ha trasmesso alla Presidenza del Consiglio dei Ministri, al Ministro dell'Ambiente e della Tutela del Territorio e del Mare ed al Presidente della Commissione Parlamentare di Inchiesta sulle attività illecite connesse al ciclo dei rifiuti e su illeciti ambientali ad esse

correlati, il Cronoprogramma Operativo, Tecnico ed Economico delle attività a farsi, elaborato con il supporto della SOGIN. La strategia del Commissario Straordinario è stata ed è finalizzata al raggiungimento dell'obiettivo di "rilascio incondizionato" da ogni vincolo radiologico dell'area e di tutte le installazioni insistenti sulla stessa., attraverso: *i)* l'allontanamento di tutti i rifiuti e dei componenti rimovibili, presenti all'interno delle strutture, con una gestione conforme alla legislazione vigente per interventi con rischio di radiazioni ionizzanti (D.Lgs. n. 230 del 17.03.1995 e s.m.i. D.Lgs. n. 241 del 26.05.2000) e a quella vigente per la gestione di rifiuti, classificati come "speciali pericolosi" (D.Lgs. n. 152 del 3.04.2006); *ii)* Bonifica del sito e rilascio dello stesso privo di vincoli radiologici. L'allora Sottosegretario di Stato alla Presidenza del Consiglio dei Ministri, preso atto delle soluzioni proposte, ha ritenuto che *"sia i contenuti, sia i tempi di realizzazione, indicati nel cronoprogramma trasmesso dalla Dott.ssa Vera Corbelli, corrispondono agli obiettivi concernenti l'incarico del Commissario Straordinario."*

Il Commissario Straordinario, a seguito della sopra richiamata Legge n. 18/2017, ha potuto successivamente affidare direttamente alla Sogin anche il servizio di gestione dei rifiuti che a sua volta si è avvalsa della controllata Nucleco. Al riguardo, il Commissario Straordinario ha sottoscritto con la Sogin S.p.A., in data 13 aprile 2017, un ulteriore Accordo di Collaborazione ex art. 15 Legge n. 241/90 per l'attuazione dell'intervento di messa in sicurezza e gestione dei rifiuti pericolosi e radioattivi siti nel deposito ex Cemerad, nel territorio del Comune di Statte; nell'accordo è indicato l'intervento di Nucleco per lo svolgimento delle attività operative.

Tutte le attività sono state Coordinate direttamente dal Commissario Straordinario, con l'assistenza del dott. geol. Gennaro Capasso, dell'ing. Raffaele Velardo e dell'Ing. Ida Montella, e con il supporto operativo di un dedicato gruppo di lavoro composto sempre da funzionari e assistenti dell'Autorità di Bacino Distrettuale dell'Appennino Meridionale, di cui la Dott.ssa Vera Corbelli è Segretario Generale.

Infatti, durante tutte le operazioni il Commissario Straordinario si è costantemente interfacciato con le Autorità nazionali e locali nonché con l'Autorità di controllo, facendosi parte attiva e propositiva sia per le istanze autorizzative che per il reperimento delle risorse economiche necessarie.

La bonifica ed il rilascio del sito ex Cemerad ricadevano nelle previsioni normative di cui all'art. 126 bis del D.Lgs. n.230/95 "Interventi nelle esposizioni prolungate" secondo le quali le autorità competenti (in questo caso il Commissario Straordinario), adottano i provvedimenti opportuni in funzione dei principi di radioprotezione e sulla base della reale situazione.

RUOLI

Nell'ottica dell'accordo di collaborazione redatto tra il Commissario Straordinario e la Sogin e a seguito delle autorizzazioni degli organi di controllo, gli attori interessati all'attività in oggetto erano e sono i seguenti:

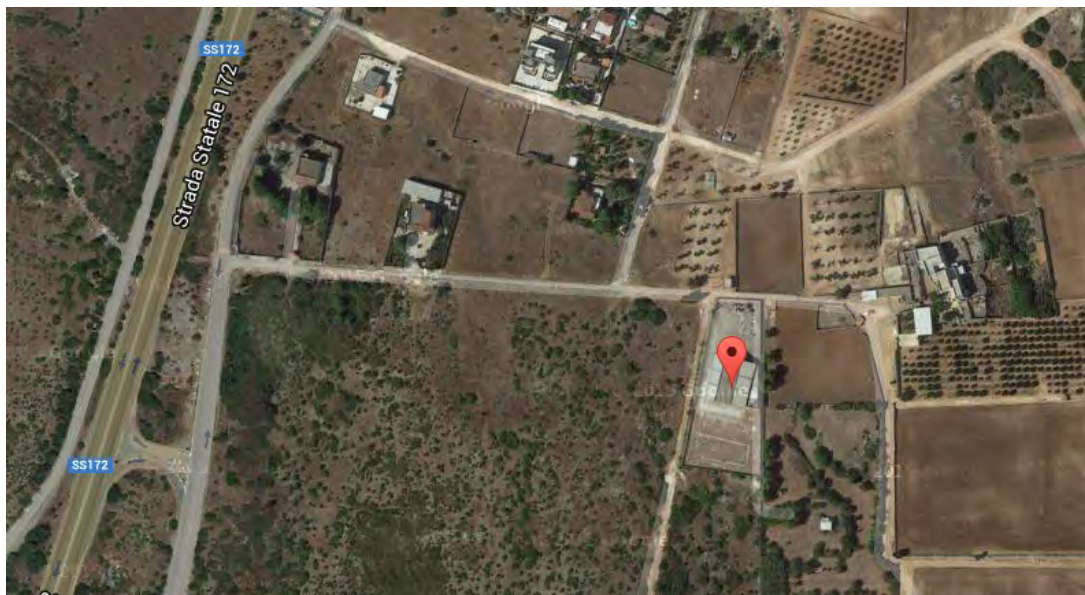
1. Il Commissario Straordinario, in base ai compiti assegnati dal Decreto di nomina:
 - E' "Autorità Competente" e adotta i relativi provvedimenti ai sensi dell'art. 126-bis ex D. Lgs n. 230/95 (*rif. Art.202 Dlgs 101/20*).
 - Ha la responsabilità di programmazione e controllo sulle attività affidate alla Sogin e, da questa, alla Nucleco e/o a Terzi.

2. La Sogin, alla quale è stato affidato il servizio di rimozione, trasporto, caratterizzazione e smaltimento dei rifiuti presenti nel deposito ex Cemerad, la bonifica radiologica e rilascio delle aree prive di vincoli radiologici:
 - E' responsabile delle attività nei confronti del Commissario;
 - E' responsabile per le attività in sito della corretta attuazione delle disposizioni relative alla protezione sanitaria dei lavoratori e della popolazione, di cui rispettivamente ai Capi VIII e IX del D. Lgs. 230/95 e smi; Sogin assume di conseguenza la responsabilità di gestione delle zone classificate (titoli XI e XII Dlgs 101/20);
3. La Nucleco effettua le attività come datore di lavoro di impresa esterna.

CARATTERISTICHE DEL SITO E DEL DEPOSITO

Il deposito CEMERAD è ubicato nel Comune di STATTE (TA), in località C.da Vocchiaro, fuori del centro urbano, anche se nelle vicinanze sono presenti alcuni edifici residenziali ad una distanza inferiore a 500 mt (Figura 1).

Figura 1 Ubicazione del deposito ex Cemerad



Il sito è costituito da un'area di pertinenza, perimetrata da una recinzione in muratura, sovrastata da rete metallica e chiusa da un cancello principale di ampiezza di circa 4 m;

La superficie totale è pari a circa 3.840 m²; all'interno del cortile vi sono 2 corpi di fabbrica adiacenti:

- Il magazzino vero e proprio, a pianta rettangolare per circa 670 m², costituito a sua volta da 2 corpi:
- L'edificio uffici e servizi realizzati in muratura, con solaio di copertura a pianta di trapezio rettangolo, con base maggiore sul lato sud di circa 9 m e base minore al lato nord di circa 3 m.

La struttura, realizzata nel 1982, al momento della presa in carico da parte del Commissario Straordinario, non mostrava macroscopici segni di dissesto; si rilevava tuttavia un diffuso

deterioramento con parti strutturali significativamente ossidate, per tal motivo sono state predisposte specifiche relazioni per la verifica strutturale dell'edificio e durante i lavori sono state effettuate visite periodiche ispettive da parte di professionisti nonché interventi di consolidamento.

Figura 2 Pianta deposito e uffici (a destra)

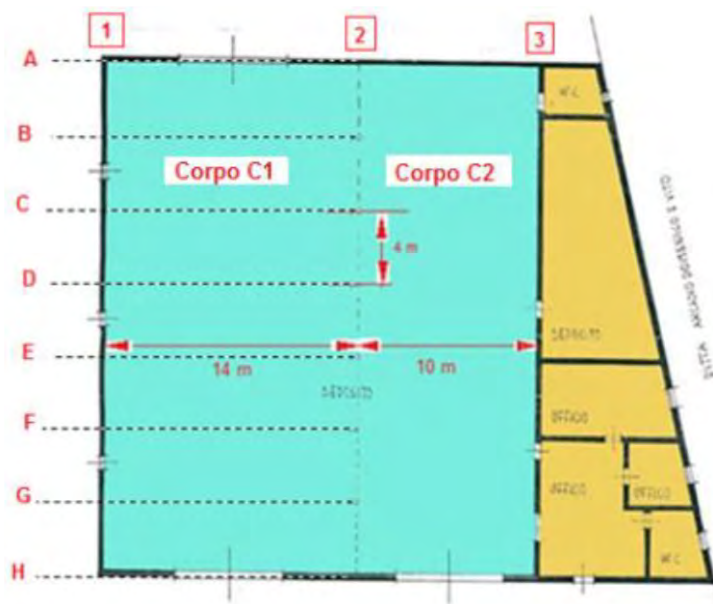


Figura 3 Sezione deposito



STATO RADIOLOGICO INIZIALE

All'esterno del sito, il Commissario Straordinario ha disposto una campagna di monitoraggio radiologico nell'ambiente circostante l'area di deposito ex Cemerad, campagna effettuata da personale specializzato Sogin dal 23 agosto al 6 settembre 2016.

Lo scopo della campagna era quello di fornire una caratterizzazione radiometrica iniziale delle matrici ambientali ed alimentari (aria, suolo, sottosuolo ed agroalimentare) prima dell'avvio delle attività di bonifica del Sito.

Tale monitoraggio radiologico non evidenziò concentrazioni di attività anomale in nessuna matrice analizzata, né furono rilevati fenomeni significativi da un punto di vista radioprotezionistico tali da richiedere ulteriori indagini radiometriche.

All'interno delle strutture nessuna delle misure di contaminazione superficiale, di contaminazione in aria e di rateo di dose evidenziarono un superamento statistico delle fluttuazioni del fondo strumentale, per tale motivo fu ritenuta trascurabile la contaminazione delle aree accessibili del deposito.

STOCCAGGIO DEI RIFIUTI ALL'INTERNO DEL DEPOSITO

All'interno del deposito la dislocazione dei fusti era tale da non consentire una completa ispezionabilità. I fusti erano stoccati in varie file ravvicinate che lasciavano solo esigui corridoi di passaggio. Il numero massimo dei fusti impilati era di tredici, mantenuti da strutture tubolari per ponteggi per evitarne il ribaltamento. Molti fusti presentavano uno stato di ammaloramento.

Durante le prime ispezioni erano stati conteggiati 16.420 fusti, numero abbastanza prossimo al totale effettivamente poi riscontrato di 16.598, conteggio effettuato una volta smaltiti buona parte dei fusti.

Figura 4 Condizioni di Stoccaggio fusti



Figura 5: Stato di alcuni fusti



INVENTARIO RADIOLOGICO DI PARTENZA

L'inventario radiologico è stato inizialmente stimato da Sogin sulla base di:

- “Indagine conoscitiva sul contenuto del Deposito di rifiuti radioattivi ex CEMERAD”, redatto dal Dott. D. Mola per il Comune di Statte in data 27/3/2014.
- Inventario dei Rifiuti Radioattivi alla data del 31/12/1999, corrispondente alle denunce dell'Esercente alla Autorità di Controllo.
- l'analisi delle schede originali (30.947) presenti nell'archivio del deposito ex Cemerad
- Ispezioni in loco.

In fase di analisi si stabilì come limite di esenzione le condizioni fissate all'art. 154, comma 2, del decreto legislativo 17 marzo 1995, n. 230, per i rifiuti o i materiali che contengono

radionuclidi con tempo di dimezzamento inferiore a 75 giorni e concentrazione di attività non superiore ai valori determinati ai sensi dell'art. 1, comma 2, del decreto legislativo 17 marzo 1995, n. 230. La successiva gestione di tali rifiuti o materiali, una volta verificati, poteva avvenire nel rispetto delle disposizioni di cui al decreto legislativo 3 aprile 2006, n. 152 e successive modificazioni.

Come risultato furono stimati:

- 13.020 fusti contenenti materiale sotto i limiti di esenzione
- 3.401 contenenti materiale sopra i limiti di esenzione
- 57 fusti contenenti filtri radioattivi (contaminati da Cs-137 a seguito dell'evento Chernobyl)
- 27 fusti con sorgenti radioattive varie

Tabella 1 - Inventario radiologico stimato

Radionuclide	Attività (Bq)	Radionuclide	Attività (Bq)
H-3	1,62E+10	Pm-147	9,94E+02
C-14	2,07E+10	Ta-204	5,78E+04
Na-22	3,97E+04	Ra-226	9,20E+07
Co-57	4,81E+00	Th-228	9,52E+02
Co-60	1,22E+05	Ra-228	2,49E+03
Zn-65	2,88E-01	Th-232	3,59E+04
Cd-109	6,63E-02	U-238	1,17E+06
Cs-134	2,64E+01	Am-241	7,28E+08
Cs-137	1,58E+08		

Durante l'esecuzione delle attività, il numero effettivo dei fusti sopra il limite stabilito per l'esenzione è salito a 5.931 (comprensivi dei filtri radioattivi e sorgenti) mentre i fusti effettivamente sotto il limite di esenzione sono scesi a 11.207.

ESECUZIONE DELL'ATTIVITA' DI BONIFICA E CRITICITA' RISCONTRATE

Come già accennato, l'attività di messa in sicurezza e bonifica del sito ex CEMERAD è cominciata nel 2017 ed attualmente è ancora in esecuzione a causa di una serie di problematiche di carattere tecnico, amministrativo e gestionale, non ultimo la sospensione per il COVID, che si sono susseguite negli anni, che hanno rallentato le operazioni di allontanamento e trattamento dei fusti. Infine, nell'arco temporale interessato c'è stato il passaggio dal D.Lgs. n. 230/95 e s.m.i. al D.Lgs. n. 101/20 e s.m.i., con le conseguenze del caso.

Attualmente, secondo il D.Lgs. n. 101/20 l'attività ricade nel TITOLO XV "PARTICOLARI SITUAZIONI DI ESPOSIZIONE ESISTENTE", art. 198, comma 1) lettera a) punto 4 e precisamente:

"esposizione dovuta alla contaminazione di aree da parte di materiale radioattivo derivante da: attività del passato per le quali l'esercente è ignoto o non è più giuridicamente responsabile;"

Inoltre, con l'entrata in vigore del sistema STRIMS, la Sogin -responsabile delle attività- ha provveduto alla registrazione dei circa 3.000 fusti ancora presenti in sito nel 2020.

Le criticità riscontrate sono, di seguito, sinteticamente riportate:

- **Logistica**

E' stato necessario procedere con:

- Sgombero e sistemazione locale uffici
- Approvvigionamento acqua e servizi ed acqua potabile
- Baraccature di cantiere con spogliatoi e mensa
- Nuovo quadro e distribuzione elettrica a norma
- Nolo mezzi (PLE)
- Container ad uso magazzino

- **Radioprotezione**

- Realizzazione barriera per ingresso al magazzino
- SAS di ingresso al magazzino e SAS per uscita colli
- Riclassificazione delle aree
- Programma di sorveglianza fisica

- **Trasporti messa in sicurezza**

- Matrioske, rinfustamento in fusti certificati a capienza maggiore
- Utilizzo container IP2

- **Capacità ricettiva nazionale**

- Primo caso di tale grandezza (precedente Castelmauro/ CANRC erano 1900 fusti)
- Impossibilità al trasferimento immediato di tutti i fusti
- I decaduti a Protex e Campoverde ma sotto responsabilità Nucleco fino allo smaltimento con obbligo di seguire procedure specifiche di caratterizzazione.
- Obbligo di trasferimento di tutti i “non esenti” in Nucleco
- Trattamento presso impianto estero di liquidi organici

- **Incertezza dati iniziali**

- Necessità di controlli accurati e riverifica dei dati per tutti i rifiuti classificabili sotto i limiti di esenzione.
- Rinvenimento fusti anonimi (mancanti di scheda con i dati e pertanto classificati radioattivi e destinati al trasferimento esclusivamente in Nucleco)
- Aumento dei costi con necessità di nuovi finanziamenti

STATO ATTUALE CONSIDERAZIONI FINALI

Al 18 Settembre 2024 sono stati allontanati dal sito 15.573 comprensivi di rifiuti secondari sulla totalità di 16.598 fusti.

I fusti sono stati allontanati dal sito tenendo conto della specifica tipologia e, dunque, del rischio ad essi associato nelle valutazioni di impatto alla popolazione. In quest’ottica i primi fusti ad essere allontanati sono stati i fusti classificati come fusti Cernobyl e quelli contenuti sorgenti radioattive (parafulmini).

Questi allontanamenti hanno assicurato che la dose all’interno del magazzino fosse sempre comparabile con il rateo di dose ambientale, permettendo di procedere con le successive operazioni sempre in situazioni di sicurezza da un punto di vista radioprotezionistico.

L'enorme mole di rifiuti da rimuovere nel minor tempo possibile dal deposito ex CEMERAD, però, ha messo a dura prova le capacità ricettive nazionali, causando, in alcune fasi dell'attività, ritardi sulle programmazioni dei trasporti. A questo aspetto va aggiunta anche la problematica legata all'incertezza dei dati iniziali che ha portato al rinvenimento di alcune non conformità su fusti dichiarati decaduti che hanno reso necessario modificare le procedure iniziali di gestione di tali rifiuti.

Secondo le attuali programmazioni, si prospetta di concludere l'allontanamento di tutti i fusti ancora presenti in sito, entro Gennaio 2025. La fine di questa fase permetterà di poter cominciare le operazioni di mappatura e caratterizzazione del Sito ai fini della bonifica finale.

BIBLIOGRAFIA

1. SoGIN CD 01 00023 "PIANO OPERATIVO DI INTERVENTO – Rimozione, trasporto, caratterizzazione e smaltimento dei rifiuti presenti nel deposito ex CEMERAD con finale bonifica radiologica e rilascio delle aree prive di vincoli radiologici. Rev. 02 del 16/11/2017
2. SoGIN CD 01 00023 "PIANO OPERATIVO DI INTERVENTO Rev. 05 del 10/11/2020
3. SoGIN CD 01 00011 "Deposito Ex-Cemerad - Ispezione interna delle strutture del 14 luglio 2016 - Relazione di sopralluogo"
4. Sogin CD 00018 "Analisi Archivio CEMERAD"

Depositi Temporanei e Impianti di gestione di rifiuti radioattivi, presso installazioni diverse dagli impianti nucleari

Assunta Principe¹

¹ ISIN - Ispettorato nazionale per la sicurezza nucleare e la radioprotezione

Via Capitan Bavastro, 116 - 00154 ROMA

assunta.principe@isinucleare.it

Riassunto

I depositi temporanei di rifiuti radioattivi prodotti da terzi e gli impianti di gestione o di smaltimento di rifiuti radioattivi, presso installazioni diverse dagli impianti nucleari, sono attualmente soggetti a notifica o autorizzati tramite Nulla Osta rilasciato ai sensi degli articoli 51 e 52 del D. Lgs. n.101/2020. Tuttavia, come previsto dal comma 1 dell'articolo 59 del D. Lgs. n. 101/2020, la realizzazione e l'esercizio di tali installazioni sono soggetti a Nulla Osta preventivo rilasciato dal Ministero dell'Ambiente e della Sicurezza Energetica (MASE), di concerto con i Ministeri dell'interno, del lavoro e delle politiche sociali, della salute, acquisito il parere tecnico dell'ISIN, sentite la regione o la provincia autonoma. Secondo quanto previsto al comma 3 dell'articolo 59 del D. Lgs. n. 101/2020, i requisiti, le modalità e le condizioni del procedimento di rilascio del nulla osta ai sensi del comma 1 dell'articolo 59 del D. Lgs. n. 101/2020, con particolare riferimento ai livelli di radioattività o di concentrazione e ai tipi di rifiuti, dovranno essere stabiliti, in relazione alle diverse tipologie di installazione, con decreto emanato dal Ministro dell'Ambiente e della Sicurezza Energetica, di concerto con i Ministri della salute, dell'interno, del lavoro e delle politiche sociali, sentito l'ISIN. Pertanto, in conseguenza dell'emanazione del suddetto decreto, ci sarà una revisione dei provvedimenti autorizzativi che attualmente regolano l'esercizio degli impianti di deposito e di gestione dei rifiuti radioattivi, presso installazioni diverse dagli impianti nucleari, la quale richiederà agli esercenti di tali impianti un adeguamento non solo di carattere normativo ma, in taluni casi, anche di carattere tecnico. Lo scopo di questo lavoro è quello di fornire agli esercenti, in attesa dell'emanazione del Decreto di cui al comma 3 dell'art. 59 del D. Lgs. n.101/2020, alcune indicazioni utili per la predisposizione dell'istanza che dovrà essere presentata ai sensi del comma 1 dell'articolo 59 del D. Lgs. n.101/2020, in particolare facendo riferimento ai requisiti stabiliti dalla Guida Tecnica ISIN n. 30.

COSA PREVEDE L'ARTICOLO 59 DEL DECRETO LEGISLATIVO N. 101 DEL 31 LUGLIO 2020

L'articolo 59 del Decreto Legislativo n. 101/2020 dispone che la realizzazione e l'esercizio di depositi temporanei di rifiuti radioattivi prodotti da terzi o di impianti di gestione o di smaltimento di rifiuti radioattivi siano soggetti a Nulla Osta preventivo del Ministero dell'Ambiente e della Sicurezza Energetica, di concerto con i Ministeri dell'Interno, del Lavoro e delle politiche sociali, della Salute, acquisito il parere tecnico dell'ISIN, sentite la regione o la provincia autonoma territorialmente competente. I requisiti, le modalità e le condizioni del procedimento di rilascio del Nulla Osta, con particolare riferimento ai livelli di radioattività o di concentrazione e ai tipi di rifiuti, nonché alla possibilità di articolare in fasi distinte, compresa quella di disattivazione, il rilascio del Nulla Osta, e di stabilire particolari prescrizioni per ogni fase, ivi incluse le prove e l'esercizio, sono stabiliti, in relazione alle diverse tipologie di installazione, con Decreto del Ministro dell'Ambiente e della Sicurezza Energetica, di concerto con i Ministri della Salute, dell'Interno, del Lavoro e delle politiche sociali, sentito l'ISIN. Tale articolo riproduce quasi interamente l'articolo 33 del Decreto Legislativo n. 230/1995, con qualche adattamento ai sensi dell'articolo 20, comma 1, lettera a) della legge delega n. 117 del 2019 per il recepimento delle direttive europee e l'attuazione di altri atti dell'Unione europea.

SITUAZIONE ATTUALE DEI DEPOSITI TEMPORANEI E DEGLI IMPIANTI DI GESTIONE DEI RIFIUTI RADIOATTIVI PRESSO INSTALLAZIONI NON NUCLEARI

Prima del recepimento della direttiva Euratom 2013/59, in attesa dell'emanazione del decreto previsto dall'articolo 33 del Decreto Legislativo n. 230/95, che, com'è noto, non è mai stato finalizzato, i depositi temporanei di rifiuti radioattivi prodotti da terzi e gli impianti di gestione dei rifiuti radioattivi presso installazioni non nucleari, risultavano inclusi nella definizione di

“impiego”. A tali installazioni si è pertanto applicato quanto previsto ai capi V e VI del Decreto Legislativo n. 230/95. Ai sensi del Decreto Legislativo n. 230/95, quindi, tali installazioni risultavano soggette a notifica o a nulla osta di categoria A o B, a seconda delle caratteristiche delle sorgenti di radiazione impiegate. Con il recepimento della direttiva 2013/59 attraverso l’emanazione del Decreto Legislativo n.101/020, in attesa dell’emanazione del decreto previsto dal comma 3 dell’articolo 59 di tale decreto legislativo, tali installazioni hanno mantenuto l’obbligo, a seconda dei casi, di notifica o di Nulla Osta ai sensi rispettivamente degli articoli 46 e 50 del Decreto Legislativo n.101/2020, prevedendo anche l’aggiornamento dei Nulla Osta ai sensi dell’articolo 235 del Decreto Legislativo n.101/2020. Nel momento in cui il decreto previsto dal comma 3 dell’articolo 59 sarà emanato, fatte salve eventuali esenzioni previste dal decreto stesso, tutte le suddette installazioni saranno soggette ad un Nulla Osta rilasciato dal Ministero dell’Ambiente e della Sicurezza Energetica (MASE). Con l’emanazione del decreto previsto dal comma 3 dell’articolo 59, sarà quindi necessario inviare un’istanza al MASE, ai fini del rilascio del Nulla Osta.

Tenuto conto che nel 2020, l’ISIN ha emesso la guida tecnica n. 30, recante “Criteri di sicurezza e radioprotezione per depositi di stoccaggio temporaneo di rifiuti radioattivi e di combustibile irraggiato” (2020), è evidente che il rilascio del Nulla Osta ai sensi del suddetto decreto non potrà non essere correlato a tali criteri. Di conseguenza, nel caso di depositi temporanei di rifiuti radioattivi presso installazioni non nucleari, l’istanza che gli esercenti presenteranno ai fini del rilascio del Nulla Osta dovrà contenere anche gli elementi per il rispetto dei criteri previsti dalla suddetta Guida.

LA GUIDA TECNICA N. 30 DELL’ISIN “CRITERI DI SICUREZZA E RADIOPROTEZIONE PER DEPOSITI DI STOCCAGGIO TEMPORANEO DI RIFIUTI RADIOATTIVI E DI COMBUSTIBILE IRRAGGIATO”

La Guida Tecnica n. 30 “Criteri di sicurezza e radioprotezione per depositi di stoccaggio temporaneo di rifiuti radioattivi e di combustibile irraggiato”, raccoglie gli obiettivi, i criteri ed i requisiti generali di sicurezza e di radioprotezione per la progettazione, la realizzazione, l’esercizio e la disattivazione dei depositi di stoccaggio temporaneo di rifiuti radioattivi e di combustibile irraggiato.

In attesa che venga realizzato ed avviato all’esercizio il Deposito nazionale, le strutture esistenti e di nuova costruzione, dove è necessario stoccare provvisoriamente i rifiuti radioattivi, devono soddisfare idonei requisiti tecnici di sicurezza.

I criteri della Guida Tecnica n. 30 sono definiti, secondo un approccio graduato, sulla base della classificazione dei rifiuti radioattivi di cui al D.M. del 7 agosto 2015, tenendo conto della natura e del rischio radiologico associato a ciascuna tipologia di rifiuti e si applicano ai depositi di stoccaggio temporaneo di nuova realizzazione, mentre per i depositi in esercizio alla data di emanazione della guida, è prevista una fase di verifica i cui esiti possono comportare l’adozione di eventuali interventi di adeguamento, secondo un approccio graduato.

In particolare, i criteri della Guida Tecnica n. 30 si applicano alle seguenti tipologie di installazioni:

- a) Depositati di stoccaggio temporaneo di rifiuti radioattivi di attività molto bassa, bassa e media presso gli impianti nucleari.
- b) Depositati di stoccaggio temporaneo di combustibile irraggiato presso gli impianti nucleari.
- c) Deposito di stoccaggio temporaneo di lunga durata per il combustibile irraggiato, i rifiuti radioattivi ad alta attività e i rifiuti radioattivi a media attività non conferibili allo smaltimento superficiale.
- d) Depositati di rifiuti radioattivi presso installazioni diverse dagli impianti nucleari.

I criteri della Guida Tecnica n. 30 NON si applicano invece ai depositi di stoccaggio temporaneo di rifiuti radioattivi a vita media molto breve né ai depositi di materiale contaminato con radionuclidi di origine naturale (NORM).

L’APPLICABILITÀ DEI CRITERI DELLA GUIDA TECNICA N. 30 AI DEPOSITI DI NUOVA REALIZZAZIONE

Nel caso specifico dei Depositati di rifiuti radioattivi presso installazioni diverse dagli impianti nucleari, bisogna far riferimento ai criteri definiti nel Capitolo 8 della Guida Tecnica n. 30, ed in particolare a quanto riportato in tale capitolo, ossia:

i depositi di rifiuti radioattivi e/o di sorgenti dismesse presso installazioni diverse dagli impianti nucleari devono far riferimento ai criteri di cui al Capitolo 5 (Depositati di stoccaggio temporaneo

di rifiuti radioattivi di attività molto bassa, bassa e media presso gli impianti nucleari), secondo un approccio graduato.

Questo significa che per i depositi di nuova realizzazione presso installazioni diverse dagli impianti nucleari, nell'istanza per il rilascio del Nulla Osta, dovranno essere inseriti gli elementi necessari a dimostrare il rispetto dei criteri di cui al Capitolo 5 della Guida Tecnica n. 30, tenuto comunque conto che, considerata la tipologia di tali depositi, il rispetto di alcuni di tali criteri potrà avvenire secondo le condizioni riportate nel Cap.8 della medesima Guida.

In tab. 1 è riportata una sintesi dei criteri di cui al Capitolo 5 della Guida Tecnica ISIN n. 30, suddivisi per paragrafi, con alcuni esempi di applicazione dell'approccio graduato per i depositi di attività molto bassa presso installazioni diverse dagli impianti nucleari.

Tabella 1 – Sintesi criteri Cap. 5 GT 30 adattati per i Depositi di cui al Cap. 8

Paragrafo del Capitolo 5 della GT 30	Criteri	Adattamento dei criteri di cui al Cap. 5 per i depositi di attività molto bassa presso installazioni diverse dagli impianti nucleari
<p>5.2 Eventi di riferimento, criteri e requisiti specifici di progetto</p>	<ul style="list-style-type: none"> ➤ Ai fini della progettazione, per la definizione dei parametri fisici dei fenomeni naturali, quali sisma e allagamento che sono caratterizzati da un periodo di ritorno, si deve fare riferimento a periodi di ritorno non inferiori a 1000 anni. ➤ Il progetto del deposito deve tenere in considerazione tutti gli eventi iniziatori rilevanti, in relazione alle caratteristiche di stoccaggio. Un insieme rappresentativo di eventi di riferimento e di criteri specifici di progetto, con i relativi requisiti, è riportato in Allegato I. L'applicazione di tali eventi e criteri specifici di progetto deve essere attuata secondo un approccio graduato. ➤ Ove necessario, per garantire la conservazione dell'integrità delle barriere e/o il contenimento della contaminazione sia durante il normale funzionamento che in caso di incidente, in relazione alla dimensione del deposito, alla tipologia ed allo stato dei rifiuti, ai contenitori utilizzati e alle caratteristiche meteorologiche del sito, devono essere definite le specifiche relative al sistema di ventilazione e filtrazione. A tali specifiche dovranno essere fornite le correlate dimostrazioni di rispondenza in sede di progetto. 	<ul style="list-style-type: none"> ➤ la quota di stoccaggio dei rifiuti è posta al di sopra del livello raggiunto dalla piena secolare (anziché millenaria) e sono realizzati accorgimenti contro le infiltrazioni d'acqua nel deposito; ➤ per la difesa da tromba d'aria e missili associati è sufficiente l'applicazione delle Norme Tecniche di Costruzione invece di considerare i carichi indicati nell'Allegato I; ➤ nel caso di rifiuti solidi con assenza di produzione di particolato o gas o in mancanza della necessità di mantenere particolari condizioni ambientali, può non essere necessario il sistema di ventilazione.
<p>5.3 Classificazione</p>	<ul style="list-style-type: none"> ➤ Sulla base delle valutazioni dell'analisi di sicurezza ed utilizzando un 	<ul style="list-style-type: none"> ➤ la valutazione di sicurezza può essere

<p>di sicurezza delle strutture, dei sistemi e dei componenti</p>	<p>approccio graduato, devono essere identificati e classificati le strutture, i sistemi ed i componenti con riferimento alle funzioni di sicurezza richieste.</p>	<p>rappresentata dalla relazione dell'Esperto di radioprotezione;</p>
<p>5.4 Gestione del deposito</p>	<p>➤ Rapporto di sicurezza del deposito L'esercente del deposito deve predisporre e mantenere aggiornato il rapporto di sicurezza al fine di dimostrare il mantenimento delle condizioni di sicurezza durante tutta la vita operativa del deposito. Il rapporto di sicurezza deve presentare almeno i seguenti aspetti:</p> <ul style="list-style-type: none"> a) una descrizione delle caratteristiche del sito b) una descrizione del deposito c) una descrizione delle quantità e delle caratteristiche dei rifiuti d) una descrizione dei criteri di accettazione dei rifiuti; e) tutte le informazioni atte a giustificare il periodo previsto per la vita operativa del deposito; f) una descrizione delle attività di stoccaggio e movimentazione dei rifiuti radioattivi; g) i limiti operativi e le condizioni per il funzionamento in sicurezza del deposito, e le loro basi tecniche; h) una descrizione del sistema gestionale; i) una descrizione delle modalità previste per la qualificazione e la formazione del personale; j) il programma per il riciclo dell'esperienza operativa; k) le procedure relative alle ispezioni, alla manutenzione ed ai collaudi; l) il programma di gestione dell'invecchiamento; m) la definizione di un programma appropriato per dimostrare la conformità, continua nel tempo e di lungo termine, dei rifiuti contenenti rifiuti radioattivi con i criteri di accettazione previsti; n) una descrizione degli accorgimenti previsti per la gestione e la minimizzazione dei rifiuti radioattivi prodotti durante il funzionamento del deposito; o) le analisi di sicurezza relative alle diverse possibili condizioni di impianto, con la dimostrazione del rispetto dei criteri di sicurezza e degli obiettivi di radioprotezione; p) una descrizione delle modalità con cui saranno svolte le attività di formazione e aggiornamento del personale sul piano di emergenza interno, e più in generale, in materia di gestione delle emergenze; q) una descrizione della strategia di disattivazione del deposito; r) l'elenco della documentazione di riferimento. 	<p>il Rapporto di Sicurezza di cui al par. 5.4.11 consiste in una relazione contenente le analisi e le valutazioni svolte ai fini della sicurezza e della protezione sanitaria dei lavoratori e della popolazione riguardante i rischi dovuti alle radiazioni ionizzanti. Il contenuto della relazione deve essere commisurato al rischio potenziale associato all'inventario e alla tipologia dei rifiuti radioattivi detenuti nel deposito e all'entità e probabilità delle esposizioni.</p>

L'APPLICABILITÀ DEI CRITERI DELLA G.T. 30 AI DEPOSITI GIÀ IN ESERCIZIO

Al fine di verificare l'adeguatezza dei depositi esistenti alla Guida Tecnica n. 30, l'ISIN ha avviato, nel 2022, la cosiddetta operazione "Stoccaggio Sicuro", proseguita nel 2023 e nel 2024, finalizzata a valutare le condizioni di stoccaggio dei rifiuti radioattivi presso gli impianti nucleari e le installazioni diverse dagli impianti nucleari. Le attività sono state condotte al fine di verificare sia la conformità dei depositi temporanei esistenti ai criteri di sicurezza e radioprotezione fissati dalla Guida Tecnica n. 30, secondo un approccio graduato, sia le modalità di stoccaggio in sicurezza dei rifiuti radioattivi.

Attività svolta.

Le verifiche condotte nell'ambito dell'operazione "Stoccaggio Sicuro" hanno riguardato tutti i depositi e le aree interne/esterne di stoccaggio temporaneo di rifiuti radioattivi.

Tali attività hanno previsto:

- lo svolgimento di ispezioni presso le aree e i depositi di stoccaggio temporaneo di ciascuna installazione;
- la valutazione delle informazioni fornite dagli esercenti nelle schede di rilevamento dati di ciascun deposito temporaneo (di cui una riproduzione è riportata in fig. 1), con particolare riferimento alla definizione degli interventi e delle azioni di adeguamento da attuare in ottemperanza alla Guida Tecnica n. 30.

Le schede di rilevamento dati sono state trasmesse dall'ISIN a ciascun esercente, prima dell'avvio delle azioni di vigilanza, con la richiesta di compilarle per ciascun deposito. L'ISIN ha poi acquisito, nel corso delle ispezioni, le schede compilate, allegandole al verbale di ispezione.

Per ogni azione di vigilanza sullo stato delle aree e dei depositi e sulle modalità di stoccaggio temporaneo dei rifiuti radioattivi sono stati verificati i seguenti aspetti:

1. corretta gestione ed aggiornamento del registro rifiuti;
2. stato di conservazione dei rifiuti verificato periodicamente secondo specifiche modalità e procedure;
3. stato di conservazione e corretto stoccaggio dei rifiuti nei depositi temporanei, verificati mediante ispezione visiva e strumentale;
4. corretta gestione dei rifiuti per le attività in corso;
5. idoneità dell'atto autorizzativo all'immagazzinamento provvisorio dei rifiuti in aree buffer.

Inoltre, a far data dall'avvio della piena operatività di STRIMS (Sistema Tracciabilità Rifiuti Materiali e Sorgenti), nel corso delle ispezioni nell'ambito delle operazioni di "Stoccaggio Sicuro" è stata anche verificata, a campione, la corrispondenza dei dati estrapolati dai sistemi di registrazione dei rifiuti radioattivi tenuti dall'esercente, cartacei o elettronici, con i dati riportati sul portale STRIMS.

A seguito dell'analisi dei dati raccolti tramite le suddette schede, nei casi in cui i dati sono stati ritenuti non sufficienti, l'ISIN ha richiesto agli esercenti la trasmissione delle schede di rilevamento dati aggiornate, riferite a tutte le aree e ai depositi di stoccaggio temporaneo, contenenti la descrizione, per ciascuno di essi, delle valutazioni svolte e delle azioni programmate al fine di garantire l'adeguatezza delle suddette aree e depositi di stoccaggio temporaneo alla Guida Tecnica n. 30.

Criticità emerse dall'operazione "Stoccaggio Sicuro".

Pur avendo valutato che l'esercizio degli attuali depositi di stoccaggio temporaneo dei rifiuti radioattivi presso gli impianti nucleari e le installazioni diverse dagli impianti nucleari garantisce il rispetto dei criteri di sicurezza nucleare e radioprotezione, le attività svolte hanno evidenziato la necessità di ulteriori interventi migliorativi, ai fini dell'adeguamento alla Guida Tecnica n. 30, per alcuni depositi, rilevando altresì una serie di criticità di seguito sintetizzate:

- in alcuni casi si sono riscontrati ritardi nelle valutazioni delle azioni da attuare per l'adeguamento dei depositi alla Guida Tecnica n. 30, secondo un approccio graduato;

- si sono riscontrati ritardi nell'attuazione delle operazioni di trattamento e condizionamento dei rifiuti radioattivi, stoccati presso i depositi temporanei, che risultano, in gran parte, non condizionati;
- in alcuni casi si è rilevata la necessità di assicurare che lo stoccaggio nelle aree buffer di ciascuna installazione abbia una durata temporanea ben definita.

Possibili soluzioni.

L'ISIN proseguirà le proprie azioni volte a sollecitare gli esercenti all'adeguamento dei depositi di stoccaggio temporaneo esistenti alla Guida Tecnica n. 30, unitamente alle relative azioni di vigilanza, in particolare per i casi in cui i dati forniti risultano ancora insufficienti.

COSA POTREBBE CAMBIARE PER I DEPOSITI GIÀ IN ESERCIZIO CON L'EMANAZIONE DEL DECRETO AI SENSI DEL COMMA 3 DELL'ART. 59

Come già precedentemente evidenziato, quando il Decreto di cui al comma 3 dell'art. 59 del D. Lgs. n.101/2020 sarà emanato, per l'esercizio dei Depositi Temporanei e degli Impianti di gestione di rifiuti radioattivi, presso installazioni diverse dagli impianti nucleari, dovrà essere presentata apposita istanza al MASE che, ai fini del rilascio del relativo Nulla Osta, dovrà acquisire il parere tecnico dell'ISIN. Nel corso dell'istruttoria per il rilascio del parere, l'ISIN richiederà, come sta già facendo per i depositi di nuova realizzazione presso gli impianti nucleari, le modalità con cui il richiedente intende garantire il rispetto dei requisiti della Guida Tecnica 30, prevedendo comunque un approccio graduato a seconda della tipologia del deposito e dei rifiuti in esso immagazzinati.

Figura 1 – Scheda Rilevamento Dati

Operazione Stoccaggio Sicuro – ISIN 2022

Scheda Deposito temporaneo

Esercente	<i>Nome Esercente</i>	Nota
Impianto	Nome Impianto	
Deposito	Nome deposito o area di stoccaggio	
Anno avvio esercizio	dd/mm/yyyy	
Autorizzazione	Decreto/aut ISIN/.....	
Analisi di sicurezza	Anno in cui è stata valutata da ISIN	Verificare se è stata ricompresa nell'istruttoria di autorizzazione e se è stata fatta una revisione
Volume dei rifiuti detenuti	m ³	
Attività dei rifiuti detenuti	GBq	
Altro materiale presente nel deposito	Materiali non ancora classificati come rifiuto radioattivo	
% rifiuti condizionati	% sul totale in volume dei rifiuti detenuti	
Capacità deposito	m ³ di rifiuti o numero contenitori	
% della capacità occupata	% rifiuti detenuti sul totale della capacità	
Sistema di registrazione	<i>descrizione</i>	
Sistema di ventilazione	<i>descrizione</i>	
Sistema di monitoraggio	<i>descrizione</i>	
Sistemi di movimentazione	<i>descrizione</i>	Fissi o mobili
Drenaggi	<i>descrizione</i>	
Sistema antincendio	<i>descrizione</i>	
Area manutenzione	<i>descrizione</i>	
Valutazione dell'esercente su eventuali interventi di ritenuti necessari per adeguamento ai criteri GT30		
<i>Descrizione eventuali criticità e soluzioni</i>		

“Loading, transport and treatment of contaminated metal arising from Italian nuclear power plants”

Ing. Francesco Corleoni¹, Ing. Roberto Vespa²

¹*Business Developer, Cyclife Sweden AB, Nyköping, Sweden*

²*Technical Director, MITAmbiente Srl, San Giuliano Milanese, Italy*

ABSTRACT

The initial phase of on-site work and transportation to Sweden started in 2020 has been performed with the support of MITAmbiente, Italian Authorized carrier for radioactive material, who supports the site works in the sorting, loading and transport of the material.

MITAmbiente is in charge of all transport related activities, including authorization / notification and issuing the Nuclear Liability Insurance to be approved by the relevant Ministry. For the purpose of the authorizations along the road transport, MITAmbiente arranged the authorization in all crossed Countries: Italy, Austria, Germany, Denmark and Sweden.

So far more than 90 containers IP2 ISO 20 of metal scrap have been delivered and treated in the Cyclife Sweden facility. Other containers are expected to be shipped in the incoming month for the completion of the transport campaign.

By applying the principles of a circular economy to nuclear decommissioning, it is possible to reduce the amount of radioactive and non-radioactive waste to be disposed.

The sorting of the material according the Cyclife Waste Acceptance Criteria, the assessment of radioactivity inventory and the treatment would increase the clearance for recycling process and reduce disposal costs for residual waste in Italy by reducing the volume of the waste of more than 90%.

Cyclife is 100% EDF's subsidiary dedicated to decommissioning and waste management and offers integrated expertise in nuclear decommissioning and radioactive waste management services through its subsidiaries.

The Cyclife Sweden AB facility has been in operation for over 40 years.

Low-level radioactive contaminated metallic scrap has been melted from both Swedish and international customers, fourteen European countries have been using the services of Cyclife Sweden AB, including Italy.

Thanks to Cyclife Sweden AB unique waste treatment processes that have been developed and improved over the years' of operations, the volume and weight of radioactive waste requiring long term storage and management in national repository are significantly reduced as well as is achieved a shorter way to end-state of material (reducing the liabilities). Historically 90% of the total treated tonnage were converted to well characterized metal ingots which obtained the clearance and were recycled supporting the circular economy and the fight to the climate change.

During the melting process the nuclides behave in different ways:

- They alloy with the material
- They transfer to the melting slag
- They evaporate and stuck in the off-gas filters

Due to this it is possible to separate most of the contamination from the metal and collect it in the secondary waste and to reduce the dose rate by creating homogenised ingots which can undergo the clearance process (Image n. 1).

Image 1 – The clearance process site



Cyclife Sweden AB currently operates two induction furnaces, in use since 1987 and continuously upgraded over the years, with a licence for treatment of 5000 tonnes per year as well good capacity for temporary material storage.

A new facility for treatment of Steam Generators and scrap material will be running from Q3 2025. Two new furnaces will then be in operation allowing a total melting capacity of Cyclife Sweden AB of 10 000 tonnes.

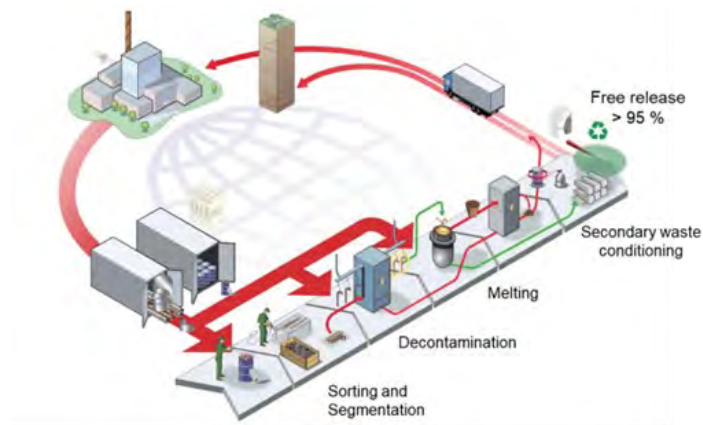
The metals that are treated in the melting facility are:

- Steel
- Copper
- Brass
- Aluminium
- Lead
-

For the contaminated metals, as the one of the SOGIN project, the treatment of metal scrap (Image n. 2) is performed by the following steps:

- **Loading at NPP and transportation** according to ADR legislation to Cyclife Sweden AB
- Upon delivery **control of weight, dose and contamination** of the arriving 20ft ISO
- Temporary storage of the transport packages
- **Sorting, segregation and segmentation** of the material by hot cutting and cold cutting to ensure the compliance with the Waste Acceptance Criteria of the facility

Image 2 – Treatment of metal scrap



The next steps including the melting are carried out in customer isolated campaigns to reduce to minimum the probability of cross contamination and a specific clean-up is performed after each finalised customer campaign. The shot blasting media are exchanged, the filters houses are blown down and the furnace liner is replaced.

- Pre-treatment stages using **metal shot blasting** (Image n. 3 - 4) to provide an efficient decontamination for a range of radionuclides.
-

Image 3 – Before blasting



Image 4 – After blasting



- **Metal melting** (Image n. 5) in the furnace which also provides removal of contamination and melting batch homogenization.

Image 5 – Blasted piece in oven



- **Removal of melting slag (Image n. 6).**

Image 6 – Furnace slag



- **Metallic sample preparation (Puck) for batch characterization (Image n. 7 - 8).** The sample is retrieved whilst the metal is molten.

Image 7 – Puck preparation



Image 8 – Puck details



- **Ingots casting** (Image n. 9).

Image 9 – Ingots casting



- **Measurement and analysis for the free release of ingots.** The Puck (Image 10) is analysed to confirm that the ingots cast from the molten metal are suitable for conditional release from radiological control (exemption) into the recycled metal market.

Image 10 - Puck



- **Free release or conditional release of ingots** (Image n. 11).

Image 11 - Ingots



- **Preparation of final packages and conditioning of Secondary Waste** as from customer request, in homogeneous or heterogeneous way.
- **Characterization of secondary waste and final packages:**
 - Gamma spectrum on whole package to identify content of gamma emitting nuclides.
 - Alpha and Beta emitters.
 - Any other request by the customer
- **Loading at Cyclife Sweden AB of secondary waste and not releasable ingots and transportation** according to ADR legislation to customer NPP or customer repository within 3 years from import in Sweden according to permit and European directive.

The metal treatment processes produce residues (Secondary Waste) as:

- Cutting residues (slag from hot cutting with torch).
- Blasting residues (dust removed from metal surface by metal shot blasting).
- Melting slag from the melting process. (Ferrous slag will be crushed).
- Ventilation dust (collected filters dust from facility ventilation and melting furnace).
- Out-sorted material (Material not suitable for melting. For example, insulation material, rubber parts, gaskets, galvanized steel).
- Out-sorted metal ingots (any ingots not possible to free release).

For the transport from / to Italy, MITAmbiente arranged all transport related activities, including authorization / notification and issuing the Nuclear Liability Insurance to be approved by the relevant Ministry.

For the purpose of the authorizations along the road transport, MITAmbiente arranged the authorization in all crossed Countries: Italy, Austria, Germany, Denmark and Sweden.

So far, from Italy more than 90 containers IP2 ISO 20 of metal scrap (Image n. 12) have been delivered and treated in the Cyclife Sweden facility. Other containers are expected to be shipped in the incoming months for the completion of the transport campaign.

Image 12 - Transport



Intervento di recupero, messa in sicurezza, trasporto e gestione di sorgenti radioattive neutroniche e beta/gamma

^{1,2}Mattia Taroni, ¹Andrea Iannarone and ¹Giacomo Zambelli

¹Protex Italia Srl, Nuclear Division, Forlì, Italy

²KAOS srl, Ferrara, Italy

Abstract

Il presente lavoro riporta i dettagli di un lavoro tecnico operativo per il recupero di sorgenti neutroniche e beta/gamma inserite in un blocco di calcestruzzo a seguito di cessazione di attività.

Le sorgenti, Am/Be e Cs-137, sono state estratte da un blocco di calcestruzzo e avviate a caratterizzazione, messa in sicurezza, trasportate e prese in carico ai fini di una corretta gestione.

Le attività regolate da un piano operativo e in linea con la normativa e con le più aggiornate norme tecniche, sono state condotte assicurando l'integrità delle sorgenti in fase estrattiva dal manufatto, la corretta classificazione ai fini del trasporto stradale e marittimo e la presa in carico finale.

Le conclusioni del presente lavoro riporteranno i dettagli delle attività, le criticità tecniche e normative affrontate, i dettagli relativi al trasporto e le possibili soluzioni finali allo smaltimento/recupero delle sorgenti.

Allontanamento di grandi quantità di terreno proveniente da scavi all'interno del sito Sogin di Saluggia

Fabio A. Frizza¹, Emanuele De Maria¹

¹Sogin, Disattivazione Saluggia, strada per Crescentino, snc 13040 Saluggia (VC)

frizza@sogin.it

INTRODUZIONE

L'impianto EUREX (Enriched URanium EXtraction), realizzato negli anni '60, è un impianto pilota per il riprocessamento del combustibile irraggiato, inizialmente progettato per il combustibile dei reattori MTR (Material Testing Reactor, 506 elementi con concentrazione di U-235 maggiore dell'80%) e poi successivamente modificato per riprocessare elementi provenienti da reattori CANDU (CANadian Deuterium Uranium 72 elementi U-nat) utilizzando il processo "tipo PUREX".

Ai fini del decommissioning si rende necessaria la costruzione di un impianto per la solidificazione dei rifiuti liquidi acquosi prodotti dal ritrattamento del combustibile irraggiato, denominato "Complesso CEMEX" (CEMentazione EureX), comprendente un impianto di processo per il trattamento e la cementazione dei rifiuti liquidi e un deposito per lo stoccaggio temporaneo dei manufatti condizionati prodotti. Inoltre, per la realizzazione del complesso CEMEX si è reso necessario anche lo spostamento della linea di collegamento tra la Vasca di Rilancio "A" (VdR A)¹ ed i Waste Ponds.

Lo scavo per il complesso CEMEX è stato effettuato in un'area che non è mai stata classificata Zona Controllata, invece, l'area in cui sono stati fatti i lavori per la VdR A si trovava parzialmente in Zona Sorvegliata.

Nel corso del 2023 si è reso necessario allontanare dal sito Eurex di Saluggia circa 4000 m³ di terreno proveniente dagli scavi realizzati per le fondazioni del complesso CEMEX in Zona Non Classificata e circa 200 m³ di terreno proveniente dallo scavo per la manutenzione straordinaria della Vasca di Rilancio "A" (VdR A) in Zona Classificata.

In particolare, i punti cruciali per l'allontanamento di grandi volumi di terreno sono:

- La disponibilità di informazioni storiche sulle attività che si sono svolte in quelle aree durante l'esercizio dell'impianto e le attività ad essa connesse.
- La definizione di un piano di caratterizzazione preliminare sulla base delle informazioni storiche.
- La determinazione sperimentale dei fattori di correlazione che per un impianto di riprocessamento significa la determinazione sperimentale di un grande numero di radionuclidi HTM.
- La verifica dei livelli di allontanamento di un campione significativo del terreno da allontanare.

Il presente lavoro ha lo scopo di illustrare la strategia utilizzata per definire le attività di caratterizzazione:

- Campionamento
- Metodiche di analisi
- Calcolo Fattori di Correlazione
- Verifica livelli di allontanamento.

Le modalità di caratterizzazione del terreno e la verifica radiometrica dei livelli di allontanamento è stata eseguita sulla base di documenti autorizzativi approvati dall'autorità di controllo (ISIN).

¹ La Vasca di Rilancio A è la vasca di accumulo in cui confluiscono gli scarichi degli effluenti liquidi di impianto "dubbi" (ad esempio gli scarichi dei lavandini per il lavaggio mani di Zona Controllata) ed è dotata di un sistema di misura. I Waste Ponds sono 2 vasche da 1000 m³ che raccolgono gli effluenti liquidi scaricabili con la Formula di Scarico.

TERRENO DI SCAVO CEMEX

CAMPIONAMENTO

Sull'area del complesso CEMEX prima dell'inizio dei lavori di sbancamento sono state eseguite sette perforazioni verticali a carotaggio continuo. I punti da indagare sono stati individuati in modo da rappresentare l'intera area di scavo, proporzionalmente all'estensione del nuovo edificio e ad opportuna distanza l'uno dall'altro. Per ciascun sondaggio sono stati prelevati 3 campioni a differenti profondità, per un totale di n. 21 campioni. Successivamente durante i lavori di rimozione della linea di collegamento già citata sono stati effettuati ulteriori 114 campioni suddivisi in 3 gruppi omogenei in funzione della profondità:

- da 50 a 100 cm di profondità;
- da 100 a 200 cm di profondità;
- da 200 a 300 cm di profondità

Il totale dei campioni è stato sottoposto a spettrometria gamma.

Successivamente, ai fini dell'allontanamento, dato il lungo periodo di permanenza in Sito, sono stati prelevati dai cumuli di terreno sei campioni compositi ottenuti utilizzando il metodo della quartazione, questi campioni sono stati sottoposti ad analisi distruttive per la ricerca dei principali radionuclidi HTM (Pu-239+240; Sr-90; Ni-59+63).

METODICHE DI ANALISI

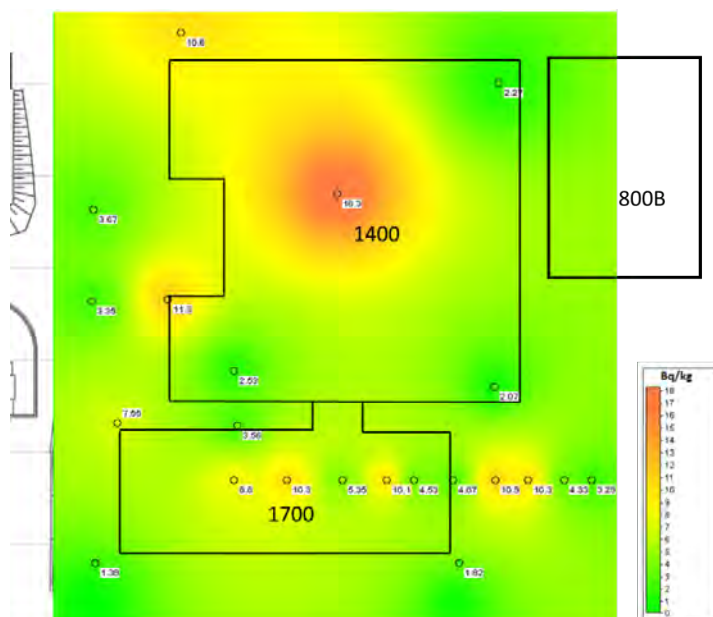
I campioni ottenuti dai carotaggi sono stati setacciati conservando la frazione < 2 cm, essiccati per eliminare l'umidità, seconda setacciatura per separare la frazione con granulometria < 2 mm da cui è stata prelevata un'aliquota sottoposta a spettrometria gamma ad alta risoluzione. I campioni prelevati durante lo scavo per lo spostamento dei sottoservizi sono stati misurati tal quali in spettrometria gamma da alta risoluzione. Per entrambi i set di campioni non sono stati rivelati radionuclidi diversi dal cesio 137. In Tabella 1 si riportano i risultati della rielaborazione statistica della concentrazione di Cs-137 effettuata sia per singolo strato sia indipendentemente dalla profondità del terreno

Tabella 1 - Sintesi dei parametri statistici concentrazione del Cs-137

Profondità	(0,5÷1 m)	(1÷2 m)	(2÷3 m)	(3÷4 m)	Totale misure	Totale Misure > MDC	
Parametro	[Bq/kg]	[Bq/kg]	[Bq/kg]	[Bq/kg]	[Bq/kg]	[Bq/kg]	
Valore minimo	0.55	0.543	0.84	0.401	0.401	0.616	
Valore massimo	18.30	16.3	16.7	1.17	18.3	18.3	
Range	17.75	15.757	15.86	0.769	17.899	17.684	
Media	5.945	3.9304	4.99	0.979	4.55	4.279	
Mediana	4.2	3.23	4.025	1.03	3.73	2.78	
Deviazione standard	4.43	3.318	3.0486	0.262	3.51	4.52	
Percentile	1%	0.55	0.543	0.84	0.401	0.451	0.616
	5%	0.757	0.595	1.04	0.401	0.784	0.699
	10%	1.57	0.852	1.137	0.401	1.045	0.927
	25%	2.335	1.61	3.455	1.02	1.873	1.895
	50%	4.2	3.23	4.025	1.03	3.73	2.78
	75%	10.25	4.79	5.608	1.15	5.493	4.595
	90%	11.1	8.662	9.549	1.17	10.15	13.45
	95%	16.55	11.8	10.445	1.17	11	17.1
99%	18.3	16.3	16.7	1.17	17.74	18.3	
Numero totale misure	24	51	52	7	134	-	
Misure > MCR	11	20	3	0	34	34	

In Figura 1 è riportata a titolo esemplificativo la visualizzazione delle concentrazioni e l'ubicazione dei punti alla profondità 0.5 - 1 m.

Figura 1 - Concentrazioni Cs-137 (Bq/kg) alla profondità di 0,5÷1 m



Visualizzazione grafica dei campioni e della loro concentrazione di attività di Cs-137

I sei campioni prelevati sono stati sottoposti sia ad analisi non distruttive per la determinazione di Cs-137 e Am-241 Tabella 2; sia ad analisi distruttive per la determinazione dei principali radionuclidi HTM Tabella 3.

Tabella 2 – Risultati delle analisi non distruttive

ID Campione	Am-241 [Bq/kg]			Cs-137[Bq/kg]		
	LD	MCR	Attività	LD	MCR	Attività
Campione 1-1	7.65	16	< LD	1.8	3.81	< LD
Campione 1-2	5.81	12.2	< LD	1.5	3.19	< LD
Campione 2-1	7.84	16.5	< LD	1.85	3.94	< LD
Campione 2-2	6.17	13	< LD	1.5	3.21	< MCR
Campione 3-1	6.26	13.3	< LD	1.39	2.96	< LD
Campione 3-2	5.26	11.1	< LD	1.53	3.24	< MCR

Tabella 3 – Risultati delle analisi distruttive

ID Campione	Sr-90 Bq/kg		Sr-90 Bq/kg		Pu-239+240 Bq/kg	
	MCR	Attività	MCR	Attività	MCR	Attività
Campione 1-1	1.12	< MCR	1.78E-02	< MCR	29.01	< MCR
Campione 2-1	1.45	< MCR	1.20E-03	< MCR	28.64	< MCR
Campione 3-1	1.29	< MCR	2.05E-03	< MCR	23.25	< MCR
Campione 1-2	1.39	< MCR	1.86E-03	< MCR	21.77	< MCR
Campione 2-2	1.89	< MCR	7.41E-04	< MCR	28.32	< MCR
Campione 3-2	1.32	< MCR	7.68E-04	< MCR	21.62	< MCR

CALCOLO FATTORI DI CORRELAZIONE

Nessuno dei 134 campioni analizzati ha mostrato valori di Am-241 superiori alla MCR. Per quanto riguarda il Cs-137, le concentrazioni misurate sono compatibili con le concentrazioni misurate da ARPA Piemonte. Tutti i 6 campioni prelevati non mostrano la presenza dei principali radionuclidi HTM, pertanto, non è stato possibile procedere con il calcolo dei fattori di correlazione sperimentale. Per l'allontanamento del terreno sono stati utilizzati i fattori di

correlazione ricavati dalle analisi distruttive eseguite sul terreno della Vasca di Rilancio “A” che saranno riportati nei paragrafi seguenti. La decisione segue un criterio logico, in quanto la linea di collegamento tra Vasca di Rilancio A e Waste Ponds passava nell’area da cui è stato rimosso il terreno CEMEX (in ogni caso non si sono mai riscontrati eventi anomali durante i lavori che possano supporre la contaminazione del terreno).

VERIFICA LIVELLI DI ALLONTANAMENTO

Il terreno proveniente dallo scavo CEMEX era stato sistemato in 3 cumuli, dai cumuli sono stati confezionati, prelevando il terreno in maniera casuale, 450 big bag con massa inferiore a 1000 kg che costituiscono, considerando le “regole di riempimento” un campione pari al 5% del totale da allontanare.

La misura dei 450 big bag è stata effettuata con sistemi di spettrometria gamma *in situ*. I tempi di ciascuna misura sono stati di 172.800 secondi (48 h). Inoltre, i big-bag prodotti sono stati misurati su più lati (almeno due), oppure in alternativa su tavola rotante, per ridurre l'incertezza di misura nel caso di distribuzione non uniforme della contaminazione. Il tempo totale di lavoro per la misura dei 450 big-bag di terreno è risultato pari 27 settimane, ovvero pari a circa 6 mesi.

Per ciascuno dei 450 big bag costituenti il campione rappresentativo è stata calcolata la sommatoria di allontanamento considerando che le concentrazioni di attività inferiori alla soglia decisionale (LD) non sono state computate all’interno della sommatoria per la verifica finale. All’interno della sommatoria è stata computata la minima concentrazione rivelabile (MCR) per quei radionuclidi le cui concentrazioni sono comprese tra LD e MCR; per il calcolo dell’indice di allontanamento dei radionuclidi HTM sono stati utilizzati i fattori di correlazione sperimentali ricavati dalle analisi del terreno della VdR “A”.

TERRENO DI SCAVO VASCA DI RILANCIO “A”

CAMPIONAMENTO

L’area di scavo, interessata da una piccola perdita di liquido da un pozzetto durante le attività, situata in Zona Classificata, è stata suddivisa in maglie di 1x1 m con profondità 0.5 m, il terreno rimosso da ciascuna maglia è stato raccolto all’interno di un big bag con massa non superiore a 1000 kg. Viste le ridotte dimensioni dello scavo il campione è pari al 100% del terreno prodotto, ossia 214 big bag i quali sono stati tutti sottoposti a misure di spettrometria gamma *in situ*

Inoltre, per ciascuna maglia è stato prelevato un campione analizzato in spettrometria gamma in laboratorio e conservato per successive analisi.

Tra i campioni prelevati sono stati scelti 40 campioni delle maglie adiacenti alla perdita, questi campioni sono stati sottoposti ad analisi distruttive e non distruttive per la definizione di fattori di correlazione sperimentali.

METODICHE DI ANALISI

I big bag di terreno sono stati misurati tal quali: lo scopo della misura era verificare che le concentrazioni di attività fossero tali da poter rilasciare il terreno.

I campioni destinati alle analisi distruttive sono stati essiccati, setacciati e la frazione < 2 mm è stata macinata e successivamente sottoposta a spettrometria gamma per la determinazione dei seguenti radionuclidi: Co-60, Cs-134, Cs-137, Sb-125, Eu-152, Eu-154, Eu-155.

Il terreno è stato poi disciolto in acido e sono state effettuate le separazioni radiochimiche per la misura di Am-241, Cm-242, Cm-244, Pu-239+240, Pu-238, Th-232, U-234, U-235, U-234 in spettrometria alfa e con scintillazione liquida Ni-59+63, Tc-99, Pm-147 + Sm-151, Pu-241 H-3 e con contatore proporzionale di Sr-90. In totale sono stati ricercati nel terreno 15 radionuclidi HTM. Nella Tabella 4 sono riportati i fattori di correlazione sperimentali come calcolati dai risultati delle misure mediante l’applicazione del metodo dell’EPRI che riconosce nel calcolo della media geometrica e della dispersione associate alla distribuzione dei rapporti misurati. Nella tabella non compaiono i radionuclidi la cui attività è risultata inferiore a MCR in tutti i 40 campioni.

Tabella 4 – Fattori di correlazione sperimentali

Radionuclide	Fattore di Correlazione
<i>Nuclidi correlati al ¹³⁷Cs</i>	
³ H	0.16
¹³⁷ Cs	1.00
¹⁴⁷ Pm + ¹⁵¹ Sm	0.25
<i>Nuclidi correlati al ²⁴¹Am</i>	
²³⁸ Pu	0.90
²³⁹⁺²⁴⁰ Pu	0.56
²⁴¹ Am	1.00
²⁴⁴ Cm	0.10

VERIFICA LIVELLI DI ALLONTANAMENTO

Il terreno proveniente dallo scavo della Vasca di Rilancio “A”, contenuto nei 214 big bag misurati, era conservato in area idonea. Di questi 214 big bag ne sono stati selezionati in maniera casuale 20 (circa 10% del totale) e sono stati nuovamente sottoposti a misura con le stesse modalità di quelli prodotti dallo scavo CEMEX: ovvero spettrometria gamma *in situ* della durata di 48 h, su tavola rotante o su almeno 2 lati nel caso di distribuzione non omogenea della contaminazione. I risultati delle misure sono stati confrontati con le analisi precedenti e gli spettri precedentemente acquisiti rielaborati.

La misura dei 20 big bag ha richiesto 3 settimane di lavoro complessivo.

Per tutti i 214 big bag di terreno sono state calcolate le sommatorie di allontanamento con le stesse modalità del terreno proveniente dallo scavo CEMEX: i radionuclidi la cui misura in spettrometria gamma *in situ* è risultata inferiore a LD sono stati esclusi dalla sommatoria, per quelli la cui attività è risultata compresa tra LD e MCR è stata inserita la MCR. Per i radionuclidi HTM l'indice di allontanamento è stato calcolato usando i fattori di correlazione determinati sperimentalmente.

RISULTATI

Nella Tabella 5 sono riassunti i risultati dei controlli finali effettuati sui 450 campioni di terreno proveniente dai 3 cumuli del terreno “CEMEX”

Tabella 5 - Risultati delle misure di verifica del livello di allontanamento CEMEX

Radionuclide	LD	MCR	Attività
Co-60	376	74	-
Sb-125	358	92	-
Sb-126	390	60	-
Cs-134	296	154	-
Cs-137	37	318	95
Eu-152	315	135	-
Eu-154	385	65	-
Eu-155	223	218	9
Am-241	404	46	-

In tabella è riportato il numero di big bag che sono risultati con attività rispettivamente inferiore a LD, compresa tra LD e MCR e maggiore di MCR:

Si può osservare che:

- in nessuno dei big bag sono stati rivelati Co-60, Sb-125, Sb-126, Cs-134; Eu-152; Eu-154;
- è stato riscontrato un caso particolare relativo a Eu-155 misurato in soli 9 big bag (2%): la particolarità sta nel fatto che è stata misurata solo una emissione delle tre principali;
- per quanto riguarda i radionuclidi di riferimento Cesio-137 e Americio-241:
 - Cs-137 è stato rivelato in 95 big bag (21%), con attività massima pari a circa 3.43 Bq/kg, attività media pari a circa 0.8 Bq/kg;
 - Am-241 non è stato rivelato in nessuno dei campioni: in 404 campioni (90%) è risultato inferiore al Livello Decisionale Bq/kg mentre in 46 campioni (10%) è risultato inferiore a MCR media di 0.8 Bq/kg;

Nel calcolo della sommatoria di allontanamento sono stati inseriti tutti i radionuclidi con attività maggiore o uguale a MCR si è **ottenuto un impegno massimo della sommatoria di allontanamento pari al 23.75% con un impegno medio pari al 13.5%**.

Per quanto riguarda il terreno della Vasca di Rilancio "A" sono stati ottenuti i seguenti risultati riportati in Tabella 6.

Tabella 6 - Risultati delle misure di verifica del livello di allontanamento VdR A

Radionuclide	LD	MCR	Attività
Co-60	156	58	-
Sb-125	167	47	-
Cs-134	56	158	-
Cs-137	4	73	137
Eu-152	156	58	-
Eu-154	154	60	-
Eu-155	11	178	26
Am-241	126	86	2

Analogamente al terreno del CEMEX anche per questo terreno si può osservare che:

- in nessuno dei big bag sono stati rivelati Co-60, Sb-125, Cs-134; Eu-152; Eu-154;
- è stato riscontrato un caso particolare che è Eu-155 misurato nel 12% dei big bag: la particolarità sta nel fatto che è stata misurata solo una emissione delle tre principali;
- per quanto riguarda i radionuclidi di riferimento Cesio-137 e Americio-241:
 - Cs-137 è stato rivelato in circa il 64% dei big bag, con attività massima pari a circa 94 Bq/kg, attività media pari a circa 11 Bq/kg;
 - Am-241 è stato rivelato nell'1% dei campioni con attività massima di 12.7 Bq/kg e media di 11 Bq/kg;

Nel calcolo della sommatoria di allontanamento sono stati inseriti tutti i radionuclidi misurati in spettrometria gamma con attività maggiore o uguale a MCR: si è ottenuto **un indice di allontanamento medio pari al 18% del livello di allontanamento e un indice massimo pari al 64%**.

CONCLUSIONI

In definitiva sono state allontanate circa 7.600 t di terreno di cui 7300 t del CEMEX e 300 t della VdR "A" il tempo necessario per l'esecuzione di tutte le misure per l'allontanamento di grandi quantità di terreno è risultato pari a circa 2 anni. Le attività che hanno richiesto maggior tempo sono state la determinazione sperimentale dei fattori di correlazione e la misura dei big bag. Nel primo caso le analisi richiedono molto tempo, sia per la separazione radiochimica, sia per il conteggio dei campioni. Nel secondo caso anche una percentuale relativamente bassa rispetto al totale di terreno da allontanare comporta un numero di campioni molto elevato: nel caso in oggetto il 5% del totale di terreno equivale a 450 big bag di terreno CEMEX, mentre il 10% del terreno della Vasca di Rilancio "A" equivale a circa 20 big bag.

Attività di supporto alla Prefettura per le situazioni di esposizione esistente in relazione agli interventi sul sito di deposito di fosfogessi di Porto Marghera

Flavio Trotti¹, Valentina Cesari¹, Elena Caldognetto¹, Federica Danesin¹, Silvia Trivellato¹,
Raffaella Ugolini¹, Silvia Bucci²

¹ARPA Veneto, via Ospedale Civile 24, 15131, Padova

²ARPAT, via Ponte alle Mosse 211, 50144 Firenze

flavio.trotti@arpa.veneto.it

Abstract

L'area dei Pili, in laguna di Venezia, è stata utilizzata nei decenni passati come deposito per lo smaltimento del sottoprodotto della produzione di acido fosforico denominato fosfogesso. L'estensione totale dell'area è di circa 38 ettari. Il fosfogesso è un materiale contenente Ra-226 e discendenti, che si trovano in conseguenza della presenza della serie dell'U-238 nella materia prima delle lavorazioni, la fosforite.

In previsione dell'utilizzo dell'area è in corso la procedura di progettazione della bonifica la cui approvazione è in capo al MASE, secondo quanto previsto dalla parte quarta, Titolo V del D. Lgs 152/06. L'area è infatti parte del Sito di Interesse Nazionale di Porto Marghera. Nell'ambito del procedimento, il MASE ha interessato la Prefettura di Venezia affinché venissero affrontati gli aspetti legati alla presenza di radioattività naturale, la quale ha pertanto costituito la commissione consultiva di cui all'art. 201 del D. Lgs 101/20 per le misure da adottare nel sito considerato come *situazione di esposizione esistente*.

Il proponente intende non rimuovere il fosfogesso, pervenendo a una messa in sicurezza anche sotto il profilo radioprotezionistico. Negli anni passati è stata realizzata la mappatura del rateo di dose gamma in superficie, mentre è ora in corso la caratterizzazione radiologica, secondo gli indirizzi della suddetta commissione, e che verte principalmente nel costruire l'inventario dei radionuclidi naturali nell'area (concentrazione di attività, distribuzione superficiale e verticale, fenomeni di migrazione) e nell'analizzare la presenza di contaminazione dell'acqua di falda, come elementi conoscitivi propedeutici agli interventi correttivi per la messa in sicurezza (capping, gestione delle acque, ecc.). Una barriera verso la laguna è già stata predisposta per contenere il dilavamento.

Nel presente lavoro sono illustrati gli aspetti radiologici del progetto, analizzati i punti critici della norma di settore, affrontati gli elementi di interferenza tra procedure di caratterizzazione ai sensi del D.Lgs 152/06 e del D.Lgs 101/20.

Atti del Convegno Nazionale AIRP di Radioprotezione
La radioprotezione della popolazione:
esposizioni pianificate ed esistenti in un'ottica di sostenibilità



Sessione 2
Fisica medica

Le indagini diagnostiche effettuate con radiazioni ionizzanti: l'importanza del dato dosimetrico, il contesto nazionale ed europeo, la promozione degli audit clinici.

Angela Coniglio

Ministero della Salute

Abstract

Nell'ultimo rapporto relativo alle prestazioni ambulatoriali di Agenas, i dati raccolti dal 2019 al primo semestre del 2023 mostrano un incremento delle prestazioni TC, oltre 95 mila le TC nel 2019, contro più di 102 mila TC effettuate nel 2022. Si è inoltre testimoni, negli ultimi anni, dell'introduzione e della diffusione di diverse procedure interventistiche ad alta dose.

La registrazione e rilevazione del dato dosimetrico, oltre che rappresentare un obbligo di legge, rappresenta quindi un'attività importante per la valutazione delle dosi impartite a seguito di indagini o procedure diagnostiche. Una conoscenza di tale dato, sull'intero territorio nazionale, dovrebbe inoltre poter stimolare le regioni e gli esercenti stessi alla promozione di audit clinici con lo scopo di diffondere e promuovere la cultura della qualità e della sicurezza nell'impiego delle radiazioni ionizzanti in ambito medico.

Scopo del presente lavoro è quindi quello di descrivere il contesto in cui nasce il recente decreto del Ministero della salute 3 novembre 2023 e quali sono le principali disposizioni in esso contenute, oltre a fornire alcune indicazioni operative per le regioni e gli esercenti.


Ministero della Salute



Le indagini diagnostiche effettuate con radiazioni ionizzanti: l'importanza del dato dosimetrico, il contesto nazionale ed europeo, la promozione degli audit clinici.

Dott.ssa Angela Coniglio
Direttore dell' Ufficio dott. Pasqualino Rossi

*Ex Direzione Generale della Prevenzione Sanitaria
Ex Ufficio 4 – Prevenzione del rischio chimico, fisico e biologico e promozione della salute ambientale, tutela salute e sicurezza nei luoghi di lavoro*

Convegno Nazionale Airp di Radioprotezione 2024

Il decreto attuativo del Ministero della Salute del 3 novembre 2023

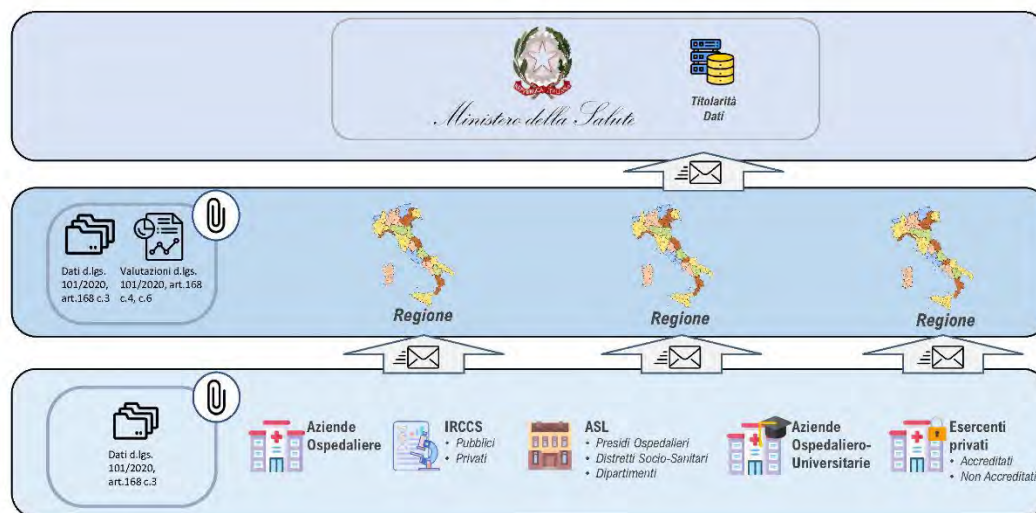


Il decreto **definisce i dati** che gli esercenti provvedono a trasmettere alla Regione o alla PA di competenza, con le seguenti finalità:

- valutare le entità e la variabilità delle esposizioni a scopo medico, osservandone l'andamento nel tempo e le eventuali variazioni a livello delle singole Regioni e delle PA **in termini di numero e tipologie di indagini effettuate e della dose impartita;**
- promuovere la realizzazione di **audit clinici;**
- effettuare una **valutazione complessiva** dei dati anche a scopo epidemiologico.



Ministero della Salute



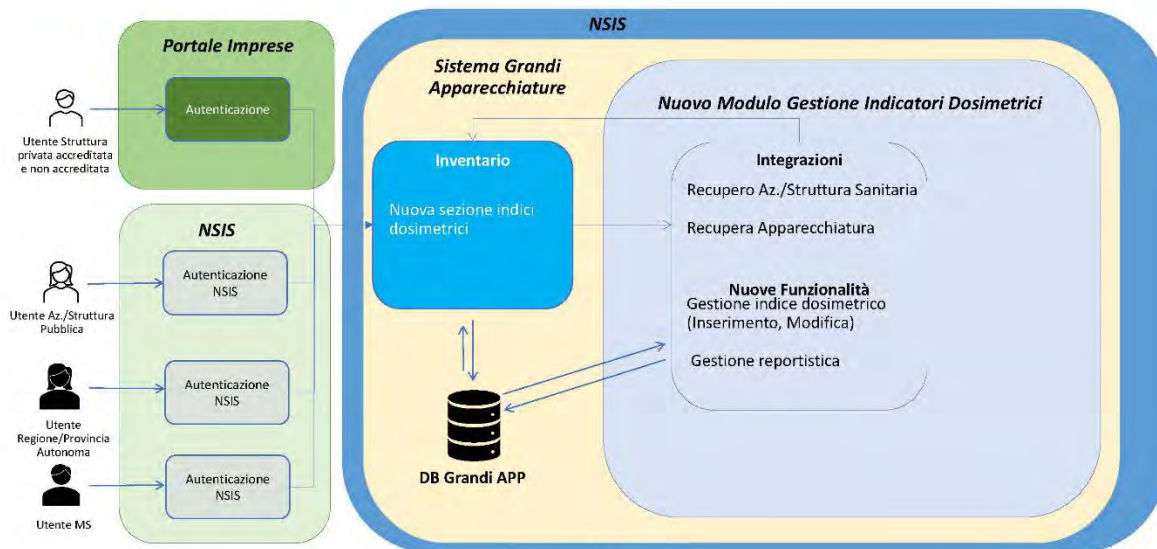
Ministero della Salute

L'infrastruttura tecnologica del MS

- ❑ Le Regioni e le PA possono avvalersi delle soluzioni tecnologiche già realizzate da altre regioni o dei servizi da queste erogati, o utilizzare l'infrastruttura tecnologica del MS già attiva per **il monitoraggio delle grandi apparecchiature sanitarie in uso presso le strutture sanitarie pubbliche, private accreditate e private non accreditate** da estendere alla registrazione dei dati di cui all'allegato II.
- ❑ Il Ministero della salute rende operativa l'estensione dell'infrastruttura tecnologica per il monitoraggio delle grandi apparecchiature sanitarie **dandone comunicazione mediante pubblicazione sul sito istituzionale.**



Ministero della Salute



Ministero della Salute

L'approccio graduale

PRIMO INVIO (art. 7, comma 2, lettera a)

Comunicazione disponibilità area gestione dati dosimetrico sul sistema Flusso Grandi Apparecchiature

Entro 6 mesi 

(Periodo di rilevazione)
Trasmissione dati relativi alle indagini effettuate nel 2023.

TC cranio, torace, addome-pelvi

Mammografia digitale

SECONDO INVIO (art. 7, comma 2, lettera b)

Entro 31 dicembre 2027 

(Periodo di rilevazione)
Trasmissione dati relativi alle indagini effettuate nel periodo 2024-2027.


TC cranio, torace, addome-pelvi, TC del distretto del rachide; TC total body; TC Cone Beam; TC degli arti e articolazioni.

Mammografia digitale

scintigrafia ossea; scintigrafie del distretto tiroideo; scintigrafie polmonari; PET/TC total body.

Procedure di radiologia interventistica
NB in questo caso i dati devono essere elaborati con frequenza annuale (periodo di riferimento annuale)

TERZO INVIO (art. 7, comma 2, lettera c)

Entro 31 dicembre 2031 

(Periodo di rilevazione)
Trasmissione dati relativi alle indagini effettuate nel periodo 2027-2031.

Tutte le sotto-categorie di procedure

L'importanza dell'appropriatezza

"Fare di più non significa fare meglio"
campagna slow medicine ETS

Favorire il dialogo dei medici e dei professionisti sanitari con i pazienti e i cittadini circa gli esami diagnostici, i trattamenti e le procedure a rischio di non appropriatezza.

Evitare accertamenti sanitari inutili perché tali abitudini minano la sostenibilità del servizio sanitario nazionale e non garantiscono la tutela dell'ambiente.

Veicolare correttamente ai pazienti tale messaggio affinché non si instilli il dubbio che tale approccio abbia lo scopo di spingere l'assistito verso il privato.



Ministero della Salute

È importante conoscere le dosi impartite a scopo diagnostico ?

Dal portale di Agenas, i dati raccolti dal 2019 al 2023 mostrano **un incremento delle prestazioni TC**, oltre 95 mila le TC nel 2019, contro più di 102 mila TC effettuate nel 2022.

Rimane **pressoché lo stesso** il numero di indagini relative alle biopsie, all'endoscopia, alla medicina nucleare e alle altre procedure, in lieve diminuzione invece il numero di prestazioni di radiologia tradizionale RX, 313 mila circa nel 2019 a fronte delle 269 mila circa del 2022.

Molte delle **procedure di radiologia interventistica e di radiologia complementare non sono propriamente delle prestazioni ambulatoriali** e per questo il dato sulla numerosità potrebbe non essere compreso in modo esaustivo in questo rapporto.

Dovrebbero destare attenzione non solo le procedure ad alta dose, ma anche le indagini effettuate **su pazienti pediatrici**.



Ministero della Salute

La recente raccomandazione europea sugli audit clinici

Gazzetta ufficiale
dell'Unione europea

IT
Serie L

2024/1112

22.4.2024

RACCOMANDAZIONE (UE) 2024/1112 DELLA COMMISSIONE
del 18 aprile 2024

relativa alle verifiche cliniche delle pratiche medico-radiologiche effettuate a norma della direttiva 2013/59/Euratom del Consiglio

Gli Stati membri dovrebbero istituire, associando gli organismi competenti e **mettendo a disposizione risorse finanziarie e umane, un quadro e un'infrastruttura nazionali che comprendano disposizioni giuridiche e amministrative per l'esecuzione efficace degli audit clinici**

- ✓ Controllo regolamentare delle verifiche cliniche
- ✓ Accreditamento e certificazione di pratiche ospedaliere e mediche
- ✓ Sostegno e condizioni abilitanti per l'esecuzione delle verifiche cliniche
- ✓ Coinvolgimento dei pazienti e accesso ai loro dati



Ministero della Salute

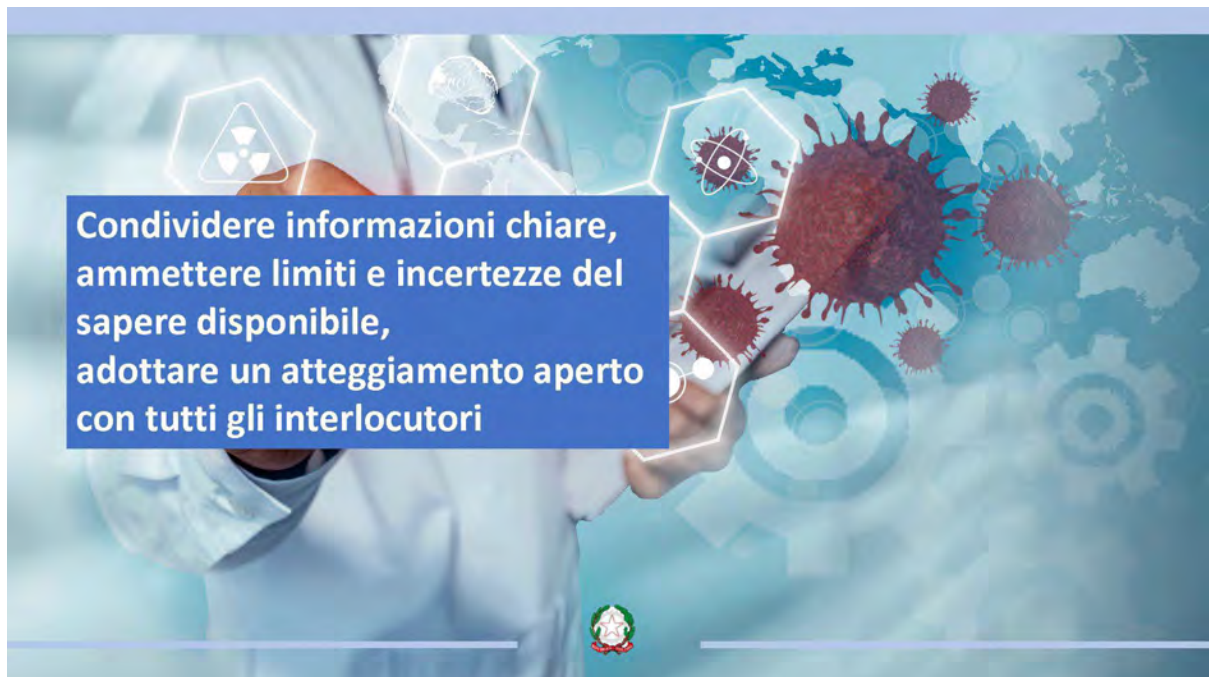
E fu così che tutti seppero tutto! L'importanza della comunicazione

Eruzione del Nevado del Ruiz, nel 1985, in Colombia, causò 23.000 morti. I vulcanologi avevano interpretato correttamente i segni profetici e individuato con precisione le zone a rischio. Ma non si era fatto abbastanza per avvertire la popolazione.



Ministero della Salute







Comprendere le logiche dei mass media e usare i canali comunicativi più adatti per raggiungere i destinatari

Chi parla oggi ai pazienti ?

«**L'influencer** è legato a un medium specifico ossia il web e in particolare i social media, crea contenuti in grado di coinvolgere i propri follower. Pone le basi per la creazione di un senso di prossimità con i propri follower e per lo sviluppo di una **relazione sociale, comunitaria e affettiva.**»

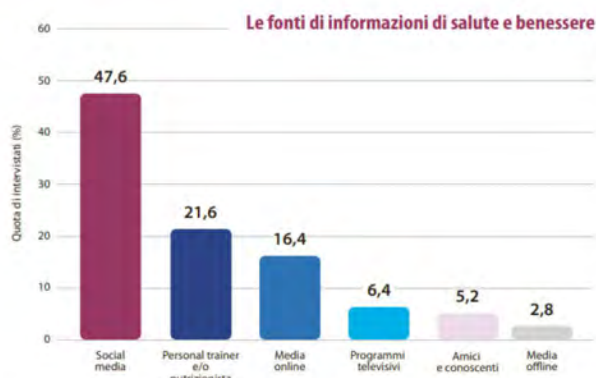
«**I key opinion leader** sono persone con una professione e che debbono la loro fama online **al loro riconoscimento di esperti da parte della comunità** che li segue e li ascolta per il loro background culturale, le loro competenze e la loro autorevolezza. La sua comunicazione **è più leggera e giocosa rispetto a quella del divulgatore scientifico.** »

«**Il divulgatore scientifico** è un soggetto impegnato nella divulgazione di concetti scientifici con un linguaggio semplice, ma che, non deve il suo seguito e quindi la sua notorietà ai social media..»

Maria Angela Polesana Sociologa Dipartimento di comunicazione, arti e media "Giampaolo Fabris" Università Iulm di Milano



Dove si informano i pazienti ?



Da un'indagine 2022 – su un campione di mille cittadini in Belgio, Germania, Spagna, Francia e Olanda.



Ministero della Salute



Cosa dicono gli addetti ai lavori ?

FNOMCeO Comunicazione sanitaria: come usare social, e-mail e messaggistica istantanea

Luglio 2023



Ministero della Salute

Come comunicano le istituzioni ?

«La comunicazione istituzionale sui social media deve evolvere. Se il numero di post pubblicati dal Ministero della salute o dalle asl italiane è **aumentato nel corso degli ultimi anni**, complice covid-19, non è certamente migliorata **la qualità della comunicazione, rimasta ingessata e fedele a quella tradizionale**».

Eugenio Santoro
Istituto di ricerche farmacologiche Mario
Negri Irccs, Milano

E se il Ministero della salute diventasse un influencer?

«Ad oggi le campagne informative si basano su formati piuttosto classici e statici. Per veicolare messaggi basati su evidenze scientifiche e utili per la salute pubblica **lo stesso Ministero dovrebbe diventare un influencer**. L'aspetto cruciale riguarda l'interazione con il pubblico dopo il lancio del messaggio»

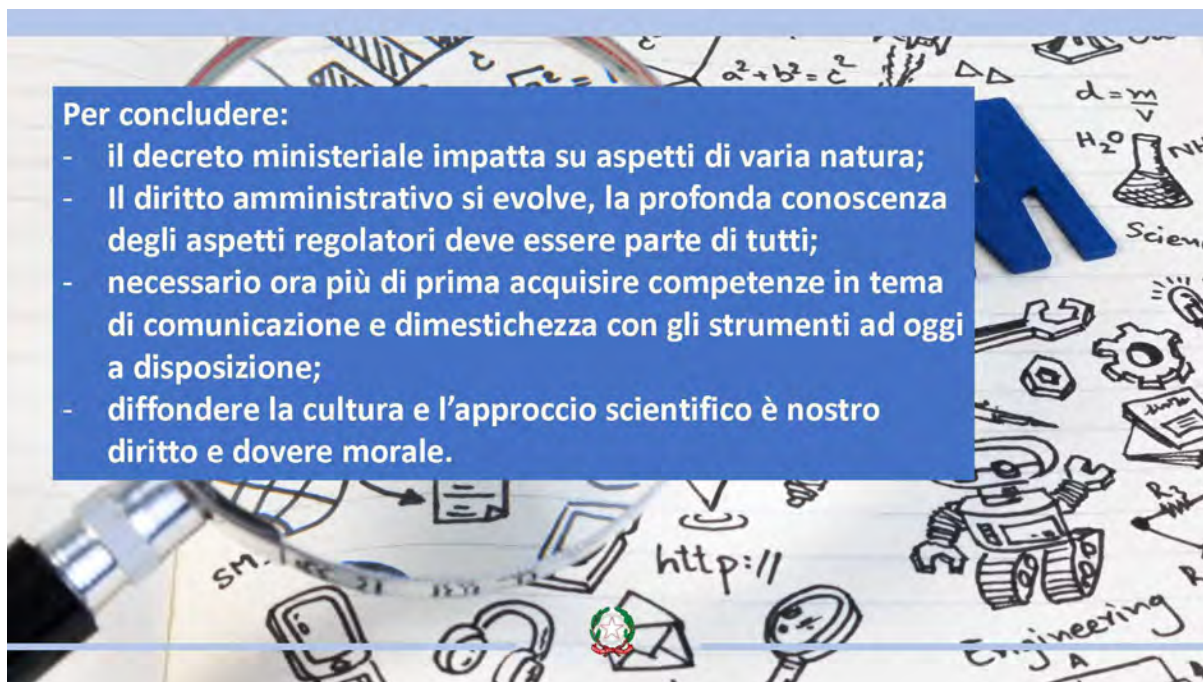
Ursula Kirchmayer
Dipartimento di epidemiologia Servizio sanitario
regionale del Lazio, Asl Roma 1



Ministero della Salute

Per concludere:

- il decreto ministeriale impatta su aspetti di varia natura;
- Il diritto amministrativo si evolve, la profonda conoscenza degli aspetti regolatori deve essere parte di tutti;
- necessario ora più di prima acquisire competenze in tema di comunicazione e dimestichezza con gli strumenti ad oggi a disposizione;
- diffondere la cultura e l'approccio scientifico è nostro diritto e dovere morale.



Boron Neutron Capture Therapy: rivelatore Quad Timepix per la misura della distribuzione di ^{10}B

G. Claps^{1,2}, A. Tamburrino^{1,2}, A. Feruglio³, N. Protti^{4,5}, S. Altieri^{4,5} & F. Murtas²

¹ENEA Centro Ricerche Frascati, via E. Fermi 45, 00044 Frascati, Italia

²INFN - Laboratori Nazionali di Frascati (LNF), via E. Fermi 40, 00044 Frascati, Italia

³Università di Pisa, Dipartimento di fisica, Largo Bruno Pontecorvo 3, 56127 Pisa, Italia

⁴Università degli studi di Pavia, Dipartimento di fisica, Via Bassi 6, 27100 Pavia, Italia

⁵INFN Sezione di Pavia, Via Bassi 6, 27100 Pavia, Italia

E-mail: antonella.tamburrino@enea.it

Abstract

Nell'ambito della ricerca sulla Boron Neutron Capture Therapy (BNCT), un fattore cruciale per l'efficacia del trattamento è la conoscenza della concentrazione e distribuzione di ^{10}B . Tradizionalmente presso l'Università di Pavia, la determinazione di tali grandezze si è basata sull'utilizzo di tecniche separate ossia la spettrometria α per la valutazione della concentrazione e l'autoradiografia neutronica per l'imaging del ^{10}B . Tuttavia, queste tecniche presentano dei limiti: l'autoradiografia neutronica deve essere eseguita separatamente dalla spettrometria α e, inoltre, comporta la distruzione del campione in analisi. Per ovviare a queste limitazioni, il lavoro proposto introduce un metodo innovativo basato su rivelatori Timepix (TPX). Questo metodo permette la misurazione simultanea delle due grandezze durante la medesima sessione di irraggiamento, garantendo un imaging in tempo reale della distribuzione 2D del boro. I risultati preliminari, ottenuti con un rivelatore quad TPX1, hanno portato alla realizzazione di un quad TPX3 costituito da 2 x 2 TPX3 (Figura 1a) e ottimizzato per questo tipo di applicazione. Tra i diversi vantaggi, il quad TPX3, presenta la possibilità di una simultanea acquisizione in counting, carica (energia depositata) e tempo. Nello specifico, si tratta di un rivelatore 2D, pixelato, ad alta risoluzione spaziale e temporale, costituito da un volume attivo di materiale semiconduttore (silicio) spesso 100 μm e avente una superficie di 28 x 28 mm^2 , suddivisa in 512 x 512 pixel da 55 x 55 μm^2 . Il detector è montato su una scheda di controllo priva di PCB in corrispondenza dell'area del quad (Figura 1b) al fine di ridurre notevolmente la radiazione di background quando lo strumento si trova a lavorare sotto fascio neutronico. Le misure qui presentate sono state condotte presso il L.E.N.A. (Laboratorio Energia Nucleare Applicata) di Pavia, utilizzando il fascio collimato e altamente termalizzato di neutroni prodotto dal reattore nucleare di ricerca TRIGA Mark II dell'Università di Pavia nel canale B.



Fig.1a



Fig.1b

In seguito all'interazione di un neutrone con il ^{10}B i prodotti carichi di reazione (particelle α e nuclei di ^7Li), in base all'energia residua, rilasciano una carica che determina l'accensione di raggruppamenti di pixel adiacenti caratterizzati da differente morfologia e denominati "tracce". L'analisi morfologica delle tracce, unita all'informazione sulla carica (energia) delle particelle, consente un'efficace discriminazione delle particelle alfa rispetto al background. Il test di misura per concentrazione ed imaging di ^{10}B è stato effettuato su campioni borati certificati NIST (10^{15} atomi/ cm^2) e su campioni di tessuto biologico contenenti ^{10}B in concentrazioni di 100 e 50 ppm; i risultati hanno dimostrato un'elevata sensibilità nella rivelazione della distribuzione di ^{10}B sia sui primi (Figura 2a) che sui secondi (Figura 2b).

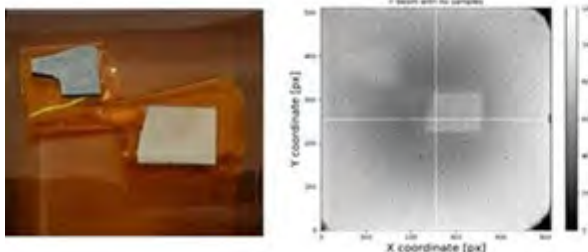


Fig.2a

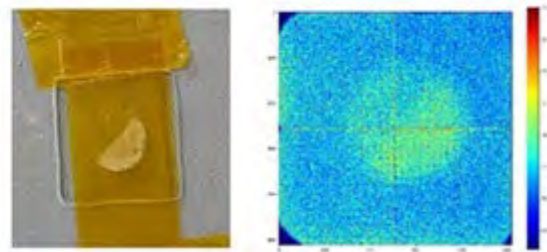


Fig.2b

Il rivelatore proposto dimostra, dunque, un alto livello di sensibilità alle concentrazioni di boro tipicamente utilizzate sui tessuti trattati per la BNCT. Di conseguenza, si presenta come un sistema diagnostico che potrà essere utile per ottimizzare i piani di trattamento offrendo un'informazione digitalizzata, ottenuta in tempi brevi e senza la necessità di distruggere il campione in esame.

Ottimizzazione dell'esposizione medica a radiazioni ionizzanti: valutazione della qualità tecnica delle immagini all'interno del progetto pilota ISS per implementazione di audit clinici in Radiologia Interventistica

Giacomo Serra¹, Anna Balsamo², Monica Cavallari³, Angela Coniglio², Loredana D'Ercole³, Stefania Delle Canne⁴, Antonietta Fracassi⁵, Sveva Grande⁶, Giulia Lo Moro⁷, Silvia Mazzocchi⁸, Alessandra Palma⁶, Silvia Pini⁸, Antonella Rosi⁶, Osvaldo Rampado⁷, Piera Turano⁵, Sergio Zucca⁹

¹ Dipartimento di Fisica, Università degli Studi di Cagliari

² Ministero della Salute

³ Fondazione I.R.C.C.S. Policlinico San Matteo, Pavia

⁴ Ospedale Isola Tiberina-Gemelli Isola, Roma

⁵ ASL Pescara

⁶ Centro Nazionale Tecnologie Innovative in Sanità Pubblica, Istituto Superiore di Sanità, Roma

⁷ S.C. Fisica Sanitaria A.O.U. Città della Salute e della Scienza di Torino

⁸ Azienda USL Toscana Centro, Firenze

⁹ ARNAS G. Brotzu, Cagliari

serragiacom@gmail.com

Riassunto

Nel 2022, il Ministero della Salute ha finanziato il progetto CCM – Area azioni centrali- “Ottimizzazione dell'esposizione medica a radiazioni ionizzanti: progetto pilota per l'implementazione di audit clinici” di cui è responsabile l'Istituto Superiore di Sanità e che coinvolge sei strutture di Fisica Sanitaria distribuite sul territorio nazionale. L'obiettivo generale del progetto è l'implementazione di un audit clinico pilota in radiologia interventistica con l'identificazione, attraverso un approccio multidisciplinare, di una serie di indicatori di autovalutazione. L'audit prevede la valutazione della qualità tecnica delle immagini ottenute in condizioni di riferimento per i diversi protocolli di acquisizione utilizzati nelle apparecchiature medico-radiologiche per applicazioni di interventistica in ambito neurologico, addominale e cardiologico. Nel presente lavoro saranno presentati i risultati preliminari delle misure effettuate su 24 angiografi fissi delle 6 strutture ospedaliere afferenti al progetto. La qualità tecnica dell'immagine, valutata utilizzando opportuni oggetti test (LCD Statistical Phantom e Leeds TOR FG18) inseriti all'interno di fantocci di PMMA di diversi spessori, viene misurata in termini di Threshold-contrast detail detectability (TCDD) e risoluzione spaziale per le modalità di acquisizione: fluoroscopia con diversi livelli di dose e grafia (sottrattiva e non sottrattiva). I risultati sono messi in relazione con la dose per impulso misurata all'ingresso del fantoccio e mostrano un elevato grado di variabilità in funzione della tipologia di apparecchiatura considerata.

Il progetto è condotto con il supporto tecnico e finanziario del Ministero della Salute- Programma-CCM 2022 - “Ottimizzazione dell'esposizione medica a radiazioni ionizzanti: progetto pilota per l'implementazione di audit clinici e prima attuazione dell'art. 168 del d.lgs. 101/2020 in Radiologia Interventistica”.

INTRODUZIONE

La radiologia interventistica (RI) è una branca della radiologia medica in rapida diffusione ed evoluzione che permette di ottenere innegabili vantaggi nella gestione di molte patologie; le procedure di RI, in appropriate situazioni cliniche, si sostituiscono con elevata specificità ed efficacia a interventi chirurgici più invasivi. Al contempo, la RI può comportare l'erogazione di alte dosi di radiazioni ionizzanti; di conseguenza, sono indispensabili elevati standard di sicurezza e qualità e adesione a linee guida. Trattandosi di alte dosi, è necessario ridurre al minimo il rischio di effetti stocastici indotti dalle radiazioni ed evitare, ove possibile, eventuali reazioni tissutali associate al superamento delle dosi soglia.

È stata ritenuta necessaria l'implementazione di un audit clinico pilota, con particolare attenzione alla radiologia interventistica, per definire un sistema di garanzia della qualità che comprenda azioni prima, durante e dopo la procedura di RI. Questo approccio è pienamente coerente con l'articolo 168 del Decreto Legislativo 101/2020, che richiede al Ministero della Salute, in collaborazione con l'Istituto Superiore di Sanità, di organizzare periodicamente la

valutazione del quadro nazionale di radioprotezione del paziente, con l'obiettivo di garantire elevati standard di sicurezza e qualità.

In tale ambito, nel 2022, il Ministero della Salute ha finanziato il progetto "Ottimizzazione dell'esposizione medica a radiazioni ionizzanti: progetto pilota per l'implementazione di audit clinici e prima attuazione dell'art. 168 del d.lgs. 101/2020 in Radiologia Interventistica" (CCM-Area Azioni Centrali), di cui è responsabile l'Istituto Superiore di Sanità e che coinvolge sei strutture di Fisica Sanitaria distribuite sul territorio nazionale. Il progetto ha come obiettivo generale l'implementazione di un audit clinico pilota in radiologia interventistica che, seguendo il principio del Miglioramento Continuo di Qualità (MCQ), identificherà anche una serie di indicatori di autovalutazione attraverso un approccio multidisciplinare. Questo audit pilota permetterà di individuare le criticità presenti nelle strutture e sarà finalizzato a definire azioni correttive per ottimizzare l'esposizione medica a radiazioni ionizzanti, in conformità con l'articolo 168 del d.lgs. 101/2020.

Il presente lavoro riassume i risultati preliminari sulla valutazione della qualità tecnica dell'immagine ottenuta in condizioni di riferimento, sugli angiografi fissi installati presso i centri che partecipano al progetto.

MATERIALI E METODI

L'AUDIT CLINICO NELLA LOGICA DEL MIGLIORAMENTO CONTINUO DI QUALITÀ

L'audit clinico è uno strumento operativo utilizzato nell'ambito del Miglioramento Continuo della Qualità (MCQ) per misurare e valutare le attività svolte in rapporto a standard definiti basati su criteri evidence-based. Questo processo permette di individuare e suggerire azioni correttive per migliorare la conformità a tali standard e, se necessario, di aggiornarli.

Gli audit clinici nelle pratiche radiologiche, in conformità con i report Radiation Protection n. 159 (Commissione Europea, 2010) e Radiation Protection n. 198 (Commissione Europea, 2022), devono focalizzarsi sugli aspetti critici della radioprotezione del paziente e sui componenti fondamentali del sistema di qualità generale. A tal proposito il progetto si propone di definire degli strumenti di autovalutazione definiti da un Comitato interdisciplinare che coinvolge esperti di MCQ, specialisti in fisica medica, medici specialisti in radiodiagnostica e specialisti in attività complementare, afferenti all'ISS e a sei strutture sanitarie distribuite sul territorio nazionale.

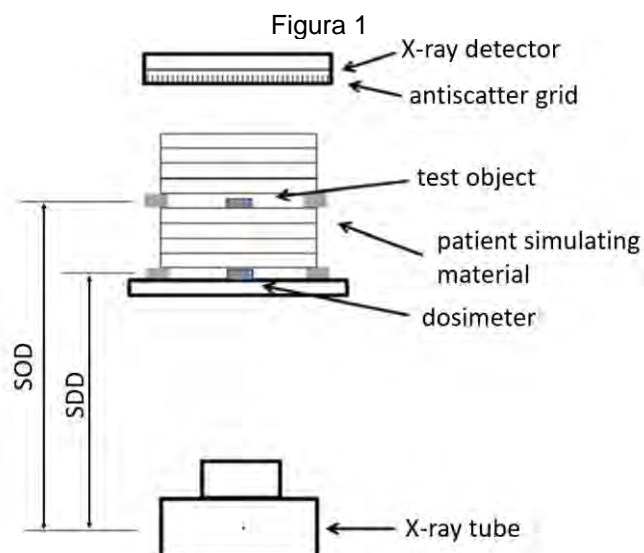
La radioprotezione del paziente comprende la valutazione della dose da radiazioni assorbita dal paziente durante le procedure interventistiche ed il suo complesso rapporto con la qualità dell'imaging diagnostico necessaria per portare a termine il relativo task diagnostico.

All'interno dello studio pilota, la qualità delle immagini è stata valutata in termini di qualità tecnica delle immagini di opportuni fantocci test ottenute in condizioni standard per tre diverse tipologie di protocolli di acquisizione (cardiologico, neurologico e addominale) e con diverse modalità di acquisizione (scopia, grafia e fluorografia sottrattiva).

I test sono stati eseguiti presso le 6 unità operative partecipanti per un totale di 24 angiografi testati.

SETUP DI ACQUISIZIONE

Gli oggetti test sono stati inseriti in corrispondenza dell'emispessore di fantocci di PMMA di diversi spessori (16 cm e 24 cm) utilizzando il setup illustrato in (fig. 1). In accordo con Quality Control Of Dynamic X-Ray imaging System (EFOMP, 2024) questo setup permette di valutare l'influenza dei parametri di sistema sulle prestazioni complessive.



Setup per la valutazione della qualità tecnica dell'immagine in RI.

Le acquisizioni sono state ottenute posizionando il fantoccio sul lettino dell'angiografo e variando l'altezza di quest'ultimo in maniera tale da far corrispondere l'emispessore del fantoccio con l'isocentro dell'attrezzatura medico-radiologica, ed avere una distanza tra la superficie di uscita del fantoccio di PMMA e il rivelatore di immagini pari a 5cm. Per ogni protocollo di acquisizione, le immagini sono state acquisite utilizzando la modalità scopia (nei due livelli di dose "scopia bassa" e "scopia normale") e grafia. Per il protocollo addominale e per il protocollo neurologico è stata inoltre valutata l'acquisizione in modalità fluorografia sottrattiva (Digital Subtraction Angiography, DSA) che prevede la sottrazione della maschera (*grafia con SUB ON normale*). Per l'analisi di quest'ultima modalità, il fantoccio è stato sfilato senza interrompere l'acquisizione e successivamente sono stati considerati solamente i frame che contengono l'immagine sottratta del fantoccio. Ogni unità operativa ha effettuato le acquisizioni utilizzando i parametri di esposizione di routine per ogni modalità di acquisizione e protocollo.

Lo spessore del fantoccio di PMMA è pari a 16cm di PMMA per acquisizioni con protocollo neurologico e 24cm di PMMA per acquisizioni con protocollo addominale e cardiologico. Le dimensioni del campo di acquisizione (FOV) scelte tra quelle disponibili sui vari angiografi sono quelle più prossime a replicare i seguenti valori di lunghezza della diagonale del campo di radiazione di riferimento: 27cm per protocollo neurologico, 32cm per protocollo addominale, 25cm per protocollo cardiologico.

Per ogni acquisizione sono stati misurati i dati dosimetrici di kerma in aria in ingresso alla superficie del fantoccio di PMMA (Entrance Surface Dose, ESD) posizionando lo strumento di misura nell'intercapedine tra il lettino e la prima lastra di PMMA. Le misure di ESD comprendono il contributo del fattore di backscatter. Per ogni acquisizione, sono stati inoltre registrati i parametri di esposizione scelti automaticamente dal sistema, tra cui kV, mA/mAs, filtrazione, larghezza di impulso. Sono state misurate le distanze tra sorgente e camera (SDD), tra sorgente e oggetto test (SOD) e tra sorgente e rivelatore di immagine (SID).

ANALISI E METRICHE DI VALUTAZIONE

La qualità tecnica dell'immagine è stata valutata in termini di Threshold-contrast detail detectability (TCDD) (Paruccini, 2021) con metodo statistico mentre la risoluzione spaziale è stata stimata con valutazione visiva in accordo con Quality Control Of Dynamic X-Ray imaging System (EFOMP, 2024).

Per le acquisizioni di TCDD con metodo statistico è stato utilizzato il LCD test object (fig. 2 a destra) i cui risultati sono stati analizzati utilizzando un software dedicato e considerando una ROI di 120x120 pixel all'interno della più ampia regione di alluminio all'interno del fantoccio. Per agevolare il confronto di TCDD tra apparecchi aventi qualità del fascio differente, il valore di threshold contrast for the statistical method, (C_{TSM}) è calcolato in termini di millimetri di alluminio equivalenti e graficato in funzione delle dimensioni del dettaglio.

La stima della risoluzione spaziale è stata effettuata mediante una valutazione visiva del fantoccio Leeds TOR FG18 (fig. 2 a sinistra). La valutazione visiva consiste nel contare il numero di bar-pattern visibili in condizioni di refertazione (schermo di refertazione in stanza debolmente illuminata). Questa valutazione è stata eseguita da un medico specialista in radiodiagnostica dedicato alla interventistica e da due specialisti in fisica medica. In questo lavoro viene mostrato il valore di risoluzione spaziale come la media di queste valutazioni.

Figura 2

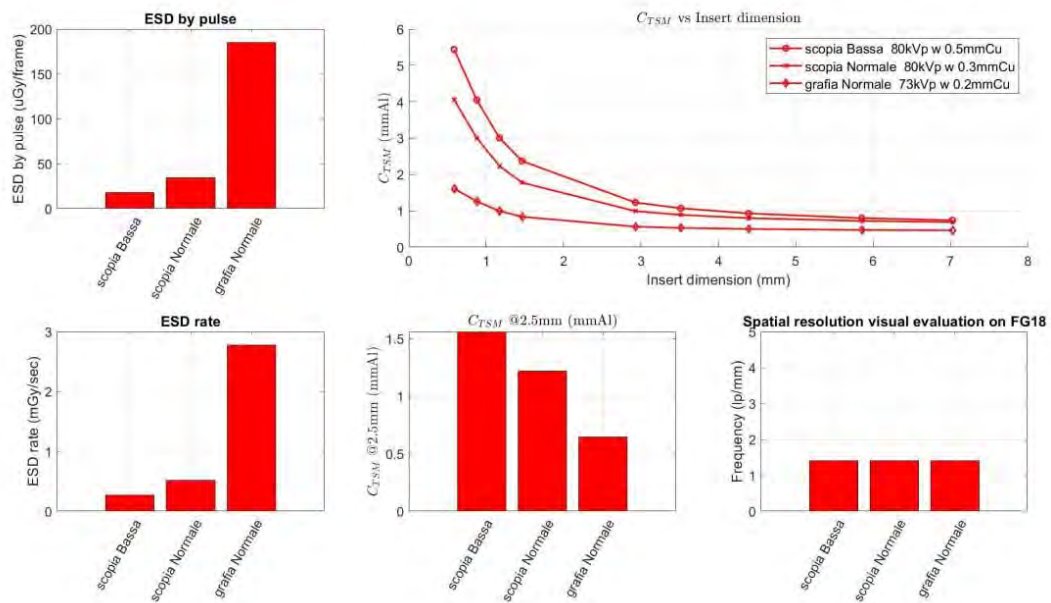


Fantoccio Leeds TOR FG18 utilizzato per la stima della risoluzione spaziale con valutazione visiva (a sinistra). Il fantoccio è composto da una mira di Huttner contenente 21 bar-pattern con line pair per millimetro crescente, e 18 inserti da 8mm con contrasto crescente. LCD test object utilizzato per la stima di Threshold-contrast detail detectability con metodo statistico (a destra). Il fantoccio è composto da un quadrante centrale avente uno spessore di 0.5mm di alluminio per la misura della soglia di contrasto, e da una serie di quadranti di alluminio (step wedge) di spessore crescente per convertire il valore di soglia di contrasto da pixel value a millimetri di alluminio.

RISULTATI

In questa sezione si riportano i risultati preliminari e di maggior interesse delle misure effettuate su 24 angiografi fissi delle 6 strutture ospedaliere afferenti al progetto. In (fig. 3) vengono mostrati i risultati della valutazione della qualità tecnica dell'immagine a confronto con la ESD, sia in termini di ESD per impulso sia in termini di rateo di ESD. La (fig. 3) mostra il confronto tra le diverse modalità di acquisizione (2 livelli di fluoroscopia, 1 livello di fluorografia) con protocollo cardiologico, relative al sistema angiografico Toshiba INFINIX-I INFX-8000V. La dose per impulso varia di un fattore 2 tra fluoro bassa e fluoro normale, e di un fattore 4.5 tra grafia e fluoro normale. Di conseguenza, la TCCD migliora all'aumentare della dose con un valore di $C_{TSM_@2.5mm}$ pari a 1.6 per fluoro bassa, 1.2 per fluoro normale e 0.6 per cine. La risoluzione spaziale è indipendente dalla modalità di acquisizione.

Figura 3

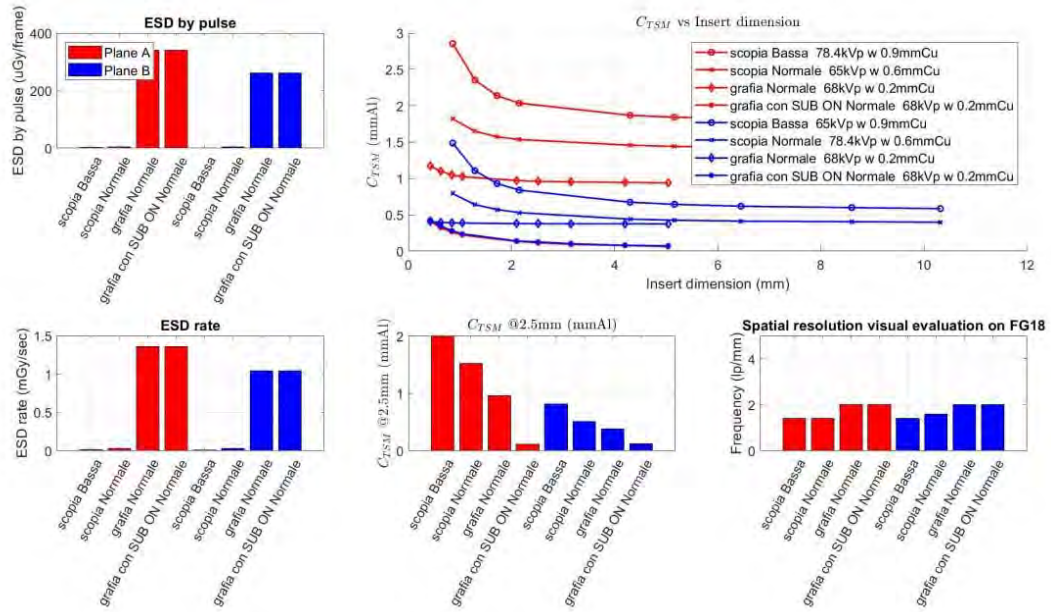


Confronto tra dose, in termini di ESD per impulso e rateo di ESD, e qualità tecnica dell'immagine valutata con TCDD con metodo statistico e risoluzione spaziale con valutazione visiva. Confronto tra diverse modalità di acquisizione, protocollo cardiologico, apparecchio Toshiba INFINIX-I INFX-8000V.

In (fig. 4) viene mostrato il confronto tra qualità tecnica dell'immagine e ESD in termini di rateo e impulso di ESD, confrontando i due piani di acquisizione (tubo A e B con relativi detettori) sistema angiografico Artis Zee Biplano, ottenute con protocollo neurologico, al variare delle modalità di acquisizione. Il *piano B* è caratterizzato da valori di impulso di ESD/impulso e di rateo di ESD minori rispetto al piano A e presenta dei valori di $C_{TSM_@2.5mm}$ di diametro dell'inserto più bassi a parità di modalità di acquisizione. Ciò sembra essere legato a differenti impostazioni di post-processing delle immagini. Per entrambi i piani di acquisizione, le immagini ricostruite a partire dalla modalità di acquisizione in grafia hanno una dimensione del pixel inferiore rispetto alla modalità scopia (0.21mm vs 0.43mm): ciò si traduce in un maggior numero di barre risolvibili ed in una maggiore risoluzione spaziale.

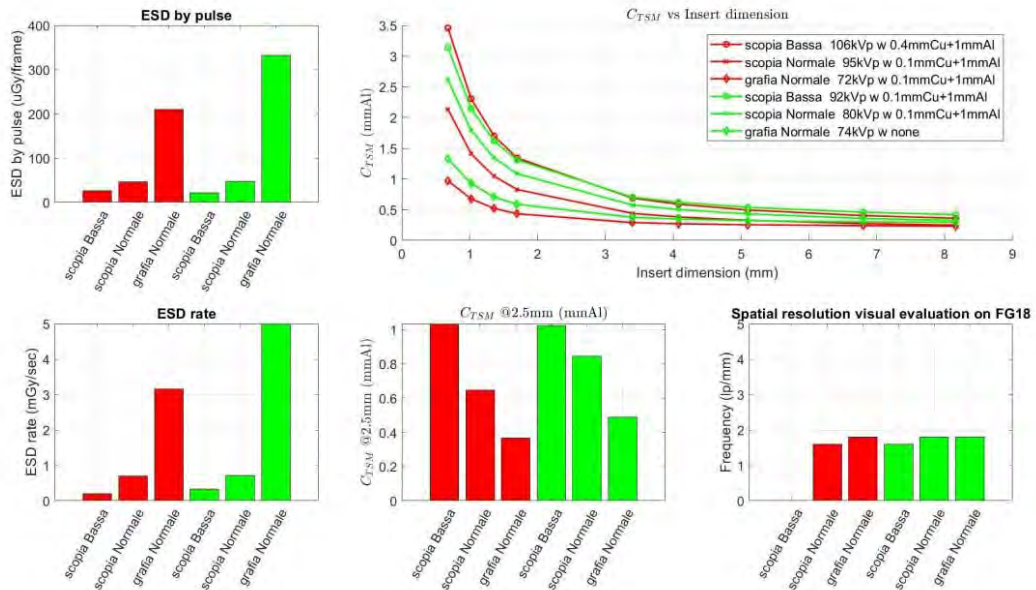
In (fig. 5) viene mostrato il confronto tra qualità tecnica dell'immagine e dose espressa in termini di impulso di ESD e rateo di ESD, al variare della modalità di acquisizione, con protocollo cardiologico, confrontando due installazioni differenti (il modello di apparecchio angiografico è lo stesso ovvero Philips Allura XPER FD10). Dalle misure di $C_{TSM_@2.5mm}$ di diametro e dalla misura di risoluzione spaziale si può constatare che i due apparecchi hanno una qualità tecnica dell'immagine confrontabile malgrado differenze in termini di ESD/impulso e rateo di ESD, probabilmente come conseguenza di differenti impostazioni in termini di post-processing delle immagini nei due diversi siti.

Figura 4



Confronto tra dose, in termini di ESD per impulso e rateo di ESD, e qualità tecnica dell'immagine valutata con TCDD con metodo statistico e risoluzione spaziale con valutazione visiva. Confronto tra tubi diversi dello stesso macchinario, con differenti modalità di acquisizione, con protocollo neurologico.

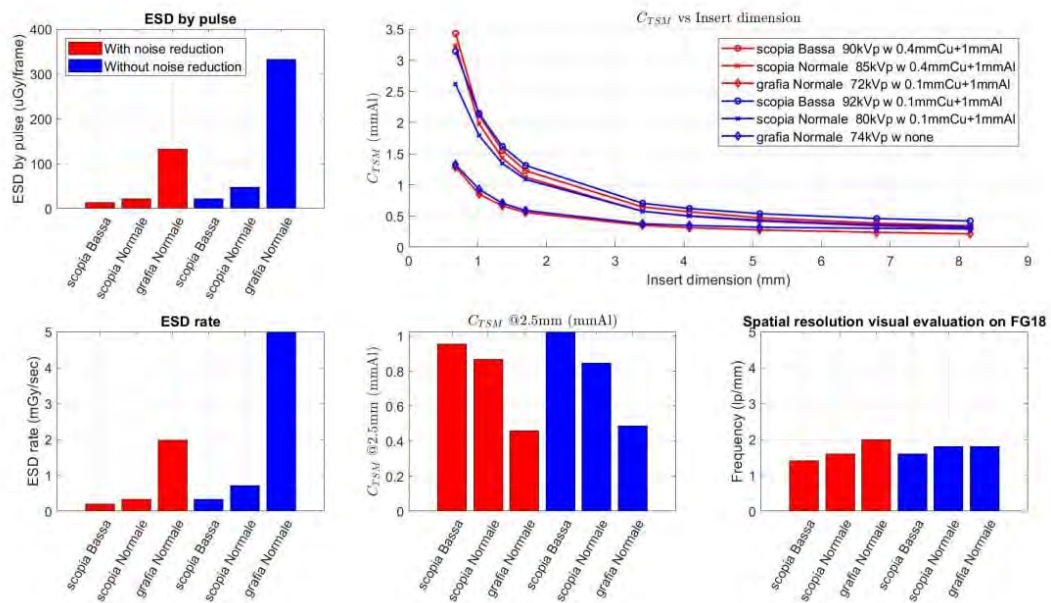
Figura 5



Confronto tra dose, in termini di ESD per impulso e rateo di ESD, e qualità tecnica dell'immagine valutata con TCDD con metodo statistico e risoluzione spaziale con valutazione visiva. Confronto tra sistemi aventi lo stesso macchinario (Philips Allura XPER FD10), in diverse modalità di acquisizione, con protocollo cardiologico.

In (fig. 6) viene mostrato il confronto tra qualità tecnica dell'immagine e dose, espressa in termini di impulso di ESD e rateo di ESD, al variare della modalità di acquisizione, protocollo cardiologico, per due apparecchi dello stesso modello hardware, uno dei due con un algoritmo avanzato di riduzione del rumore dell'immagine in tempo reale (Allura Clarity Xper FD10 vs Allura Clarity Xper FD10). I grafici mostrano, a parità di modalità di acquisizione, valori di TCDD e di risoluzione spaziale confrontabili, e confermano l'efficacia dei sistemi avanzati di riduzione della dose di mantenere sostanzialmente invariata la qualità delle immagini con una riduzione significativa della ESD.

Figura 6



Confronto tra dose, in termini di ESD per impulso e rateo di ESD, e qualità tecnica dell'immagine valutata con TCDD con metodo statistico e risoluzione spaziale con valutazione visiva. Confronto tra apparecchi angiografi con hardware simili, una con software di noise reduction, una senza, a parità di protocollo e a parità di unità operativa.

CONCLUSIONI

Nell'ambito del progetto "Ottimizzazione dell'esposizione medica a radiazioni ionizzanti: progetto pilota per l'implementazione di audit clinici e prima attuazione dell'art. 168 del d.lgs. 101/2020 in Radiologia Interventistica" (CCM-Area Azioni Centrali) sono stati identificati dei criteri di valutazione della qualità tecnica delle immagini basati sulla definizione di protocolli di acquisizione delle immagini di oggetti test standardizzati e sulla valutazione delle relative metriche, in termini di indici di dose, TCDD e minima risoluzione spaziale rilevabile. Tali metriche possono essere utilizzate per confrontare differenti protocolli clinici e differenti modalità di acquisizione e rappresentano un ottimo strumento per l'ottimizzazione dell'esposizione alle radiazioni ionizzanti in radiologia interventistica.

Bibliografia

Commissione europea, Direzione generale dell'Energia e dei trasporti, Radiation Protection n. 159. European Commission guidelines on clinical audit for medical radiological practices (diagnostic radiology, nuclear medicine and radiotherapy), Publications Office, 2010

Commissione europea, Direzione generale dell'Energia e dei trasporti, Radiation Protection n. 198. Current Status and Recommendations for Improving Uptake and Implementation of Clinical Audit of Medical Radiological Procedures, Publications Office, 2022

EFOMP, Quality Control of Dynamic X-Ray Imaging System, Publication Date: Apr 18th, 2024

Paruccini et al, A single phantom, a single statistical method for low-contrast detectability assessment, Physica Medica, Volume 91, 2021, <https://doi.org/10.1016/j.ejmp.2021.10.007>

Approccio metodologico per la definizione dei coefficienti di conversione dei dati di esposizione in dose efficace, per le procedure di radiologia diagnostica, interventistica e medicina nucleare: un progetto CCM-Ministero Salute

Antonella Soriani¹, Loredana D'Ercole², Sergio Zucca³, Osvaldo Rampado⁴, Leonardo De Luca², Iliaria Fiorina², Francesco Lisciandro², Riccardo Di Liberto², Federico Fusaro³, Giovanni Maria Argiolas³, Nicola Pisu³, Riccardo Faletti⁴, Andrea Doriguzzi Breatta⁴, Silvia Morbelli⁴, Simona Deagostini⁴, Rosa Sciuto¹, Federico Cappelli¹, Pedro Ordóñez¹, Vicente Bruzzaniti¹, Francesco Bochicchio⁵, Micol De Simoni⁵, Alessandra Palma⁶, Antonella Rosi⁶, Anna Balsamo⁷, Angela Coniglio⁷, Sveva Grande⁶, Elena Solfaroli Camillocci⁵

¹IRCCS Istituto Nazionale Tumori Regina Elena, Roma

²Fondazione I.R.C.C.S. Policlinico San Matteo, Pavia

³ARNAS G. Brotzu, Cagliari

⁴A.O.U. Città della Salute e della Scienza, Torino

⁵ Centro Nazionale Protezione dalle Radiazioni e Fisica Computazionale, Istituto Superiore di Sanità, Roma

⁶ Centro Nazionale Tecnologie Innovative in Sanità Pubblica, Istituto Superiore di Sanità, Roma

⁷ Ministero della Salute, Direzione Generale della Prevenzione Sanitaria, Ufficio 4

Riassunto

Ai fini della compliance al decreto attuativo del comma 3 dell'art. 168 del D.lgs 101/2020, è necessario individuare i coefficienti di conversione dei dati di esposizione in dose efficace (E) per tutte le tipologie di procedure per cui viene richiesto l'invio dei dati. In tale ambito, nel 2024, il Ministero della Salute ha finanziato il progetto "Approccio metodologico per la definizione dei coefficienti di conversione dei dati di esposizione in dose efficace, per le procedure di radiologia diagnostica e interventistica", CCM-Area Azioni Centrali, di cui è responsabile l'ISS, e che coinvolge 4 strutture sanitarie distribuite sul territorio nazionale. Il progetto prevede una revisione sistematica dei coefficienti di E esistenti, con particolare attenzione ai risultati pubblicati negli ultimi sette anni. Il Comitato Scientifico del progetto ha individuato complessivamente 21 sotto-categorie di esami appartenenti alle categorie radiologia convenzionale, mammografia digitale, tomografia computerizzata, medicina nucleare, radiologia interventistica e attività complementare. Nel primo semestre del progetto sono stati analizzati gli aspetti tecnici per la raccolta e sintesi dei dati, la rilevanza in termini di numerosità e l'impatto della dose sulla popolazione dei singoli esami all'interno di ciascuna categoria. La fattibilità dell'approccio metodologico sviluppato sarà testata sulle categorie di procedure selezionate presso gli ospedali coinvolti nel progetto.

INTRODUZIONE

Nell'ambito della radioprotezione del paziente, il D. Lgs. 101/2020, all'articolo n.168, richiede che sia organizzato un sistema di rilevazione dei dati di esposizione o dosimetrici ai fini della valutazione della dose alla popolazione per esposizioni a scopo medico, promuovendo inoltre la realizzazione di audit clinici e la valutazione di tali dati a scopo epidemiologico, anche attraverso un confronto internazionale, al fine di garantire che siano raggiunti elevati standard di sicurezza e qualità (Italia, 2020).

I dati che dovranno essere trasmessi dagli esercenti alle Regioni e Province autonome e utilizzati da quest'ultime per valutare la dose alla popolazione, sono stati individuati nel decreto attuativo previsto dall'articolo 168 del D. Lgs n. 101 del 2020, negli *indicatori dosimetrici*, grandezze in grado di fornire informazioni sull'esposizione alle radiazioni ionizzanti e che sono indicativi della quantità di radiazione erogata dall'apparecchiatura durante l'indagine o la procedura diagnostica. Questi valori di per sé non rappresentano la dose assorbita dal paziente (e la corrispondente dose efficace), anche se a questa sono ovviamente proporzionali.

La correlazione tra dato espositivo e dose assorbita dal paziente non è ovvia né di semplice determinazione, perché dipende da diversi fattori, tra i quali la modalità di esposizione, la tipologia di indagine, la tecnica di *imaging* utilizzata, le caratteristiche del paziente (sesso, età, corporatura, ...).

La pubblicazione europea Radiation Protection 154, del 2008 (European Commission, 2008), propone dei coefficienti generalizzati per la conversione dei dati di esposizione in dose efficace. Tali coefficienti di conversione sono previsti solo per 20 tipologie di indagini diagnostiche come la TC del cranio, del collo, del torace, dell'addome e della pelvi; la mammografia; la radiografia del torace, della colonna lombare, cervicale, dorsale, dell'addome e delle anche, e alcune procedure fluoroscopiche e angiografiche. Mancano, ad esempio, tutte le procedure di radiologia interventistica e le attività radiodiagnostiche complementari eseguite per lo più nelle sale operatorie o in sale dedicate.

Per la *compliance* al decreto attuativo previsto dal comma 3 dell'art.168 (Ministero della Salute, 2023) è necessario individuare coefficienti di conversione per tutte le tipologie di procedure diagnostiche per cui viene richiesto l'invio dei dati. Per la radiologia interventistica, per esempio, l'indicatore dosimetrico è il DAP. Dal valore del DAP può essere ricavata la dose efficace attraverso opportuni coefficienti di conversione presenti in letteratura (ricavati tramite simulazioni Monte Carlo).

In tale ambito, nel 2024, il Ministero della Salute ha finanziato il progetto "Approccio metodologico per la definizione dei coefficienti di conversione dei dati di esposizione in dose efficace, per le procedure di radiologia diagnostica e interventistica", CCM-Area Azioni Centrali, di cui è responsabile l'Istituto Superiore di Sanità, ISS (PI del progetto: Sveva Grande e Elena Solfaroli Camillocci), e che coinvolge come Unità Operative (UUOO) 4 strutture sanitarie distribuite sul territorio nazionale, scelte anche in base a precedenti collaborazioni con l'ISS stesso nelle attività di Assicurazione di Qualità nelle scienze radiologiche (Padovani, 2023; D'Ercole 2024): IRCCS Istituto Nazionale Tumori Regina Elena, Roma; Fondazione I.R.C.C.S. Policlinico San Matteo, Pavia; ARNAS G. Brotzu, Cagliari; A.O.U. Città della Salute e della Scienza, Torino.

Il *kick off* del progetto si è svolto in data 25 gennaio 2024, la durata del progetto è di due anni.

L'Istituto Superiore di Sanità è l'organo tecnico-scientifico del Servizio Sanitario Nazionale, la sua attività include ricerca, controllo, formazione e consultazione per la Salute pubblica. L'ISS è l'organo consultivo per la regolamentazione della radioprotezione per il Ministro della Salute e fornisce pareri tecnico-scientifici allo Stato e alle Regioni su aspetti legati al rischio di esposizioni in campo medico. L'esposizione a scopo medico costituisce la principale fonte di esposizione alle radiazioni ionizzanti di origine artificiale. L'impiego di apparecchiature efficienti, l'uso di adeguati parametri tecnici, l'impiego delle radiazioni ionizzanti solo quando realmente necessario, così come richiesto dalla vigente normativa in materia di protezione contro i pericoli derivanti dall'esposizione alle radiazioni ionizzanti (D. Lgs n. 101 del 2020), possono ridurre notevolmente il rischio di esposizione associato alla pratica radiologica.

La collaborazione con i fisici medici delle strutture sanitarie partecipanti, già coinvolti in altre attività dell'ISS, permetterà di definire delle tempistiche operative funzionali alla durata del Progetto.

Per questo Progetto ci si propone di effettuare uno studio con le strutture del SSN suddette, con l'obiettivo di fornire coefficienti di conversione generalizzati per le procedure di diagnostica di medicina nucleare, di radiologia diagnostica e interventistica, individuate tra le più diffuse, che siano aggiornati sulla base delle più recenti pubblicazioni scientifiche e di eventuali simulazioni eseguite con codici di calcolo dedicati.

Questo studio, per ora limitato a tali procedure e indagini, definisce l'approccio metodologico per la definizione dei coefficienti di conversione generalizzati.

I risultati del progetto forniranno auspicabilmente al Ministero della Salute e all'ISS lo strumento pratico e numerico per la valutazione della dose efficace *pro capite* per le categorie di procedure definite nel decreto attuativo.

METODOLOGIA

La finalità del progetto è quella di selezionare un numero ristretto di procedure di diagnostica, radiologia interventistica e medicina nucleare, di identificare gli indicatori dosimetrici relativi alle singole tipologie di prestazioni, per calcolare quindi la corrispondente dose efficace.

Si partirà da un numero ristretto di procedure, tenendo conto se del caso dei fattori di complessità per definire la metodologia e le procedure di calcolo necessarie. Una volta messa a punto la metodologia, si dovrà estenderne l'applicazione all'elenco delle procedure riportate nell'allegato 1 del decreto attuativo dell'art. 168.

Il cronoprogramma del progetto è riportato in fig.1.

Figura 1. Cronoprogramma

Mese		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24		
Obiettivo specifico 1	Creazione del Comitato Scientifico per l'identificazione delle procedure su cui condurre lo studio pilota	■	■																								
	Identificazione delle categorie di prestazioni riportate nell'art. 2 del decreto attuativo dell'art. 168		■	■	■																						
	Definizione delle procedure di diagnostica, radiologia interventistica, attività complementare e medicina nucleare nell'ambito delle categorie selezionate				■	■	■	■																			
	Definizione degli indicatori dosimetrici relativi alle procedure identificate								■	■	■																
Obiettivo specifico 2	Raccolta della letteratura dal 2016 al 2023 con eventuale estensione a anni precedenti					■	■	■	■	■	■	■															
	Analisi e screening della letteratura individuando ove possibile lavori di rassegna e metanalisi										■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■
	Meta-analisi dei dati di letteratura raccolti per identificare i lavori più attinenti allo studio pilota del Progetto												■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■	■
Obiettivo specifico 3	Studio specifico su pazienti identificati nelle UUOO del Progetto																										
	Calcolo con simulazioni Monte Carlo dei fattori di conversione necessari per lo studio pilota qualora non presenti in letteratura																										
	Definizione di un fattore di conversione generalizzato indipendente dai parametri fisici del paziente																										
	Identificazione dello spettro di applicazione dei fattori di conversione ricavati dalla letteratura																										
Convegno di chiusura progetto e disseminazione dei risultati																											■

Cronoprogramma del progetto biennale "Approccio metodologico per la definizione dei coefficienti di conversione dei dati di esposizione in dose efficace, per le procedure di radiologia diagnostica e interventistica", CCM Area Azioni Centrali, kick off 25 gennaio 2024.

RISULTATI

Come primo passo è stato definito un Comitato scientifico coordinato dall'ISS e costituito dagli specialisti in fisica medica delle UUOO coinvolte nel Progetto e da medici specialisti nelle discipline su cui si basa il progetto (Radiologia, Medicina Nucleare, Interventistica area neuro, Cardiologia interventistica) per selezionare un numero di procedure tra quelle elencate nell'art. 3 del Decreto attuativo raggruppate nelle categorie:

- procedure radiografiche tradizionali dirette e con mezzo di contrasto;
- procedure mammografiche;
- procedure fluoroscopiche;
- procedure TC;
- procedure di radiologia interventistica vascolare ed extravascolare;
- procedure di medicina nucleare convenzionale, di imaging SPECT, di imaging PET e di imaging ibrido;
- procedure nell'ambito dell'attività di radiodiagnostica complementare.

Il Comitato Scientifico del progetto ha individuato complessivamente ventuno sottocategorie di esami appartenenti alle categorie radiologia convenzionale, mammografia digitale, tomografia computerizzata, medicina nucleare, radiologia interventistica e attività complementare (fig.2).

L'obiettivo successivo, su cui il Comitato Scientifico ha iniziato a lavorare al quinto mese di progetto (fig.1) riguarda l'aggiornamento di tutta la letteratura nazionale e internazionale attraverso una ricerca su Pub Med per il periodo 2015-2023, per ottenere dati recenti su indicatori dosimetrici citati nel decreto attuativo dell'art. 168, ovvero:

- Per le categorie di procedure radiografiche, il DAP totale, riferito alla somma di tutte le eventuali proiezioni eseguite nell'indagine radiodiagnostica, espresso in Gy x cm².
- Per le categorie di procedure mammografiche, la dose ghiandola media dell'intera indagine radiodiagnostica espressa in mGy per singola mammella.

3. Per le categorie di procedure fluoroscopiche e di radiologia interventistica, il DAP totale, riferito all'intera procedura diagnostica o interventistica, espresso in Gy x cm².

4. Per le categorie di procedure TC, il DLP totale espresso in mGy x cm.

5. Per le categorie di procedure di medicina nucleare convenzionale, di imaging SPECT, di imaging PET e di imaging ibrido, il radiofarmaco somministrato e il valore dell'attività somministrata espressa in MBq, in aggiunta il DLP totale espresso in mGy x cm per l'imaging ibrido eseguito con TC.

6. Per le categorie di procedure nell'ambito dell'attività radiodiagnostica complementare, il DAP espresso in Gy x cm².

Per le procedure di radiologia interventistica e di attività complementare sarà possibile ove necessario riportare le dosi anche in termini di fattori di complessità.

Figura 2 Sotto Categorie di procedure individuate

Categorie di procedure	Sotto-categorie di procedure	Identificate
Procedure radiografiche	Radiografie distretto cranio	U05
	Radiografie distretto del torace	U05
	Radiografie distretto dell'addome	U04+U05
	Radiografie del rachide	U04
	Radiografie del bacino, degli arti, delle articolazioni e densitometria ossea	
Procedure Mammografiche	Radiografie dentali	
	Mammografie Digitali	U02+U03+U04+U05
Procedure fluoroscopiche	Procedure fluoroscopiche per gli apparati digerente e urogenitale	
Procedure TC	TC distretto del cranio	U02+U03+U04+U05
	TC distretto del collo	U03
	TC distretto del torace	U02+U03+U04+U05
	TC distretto dell'addome-pelvi	U02+U03+U04
	TC distretto del rachide	
	TC total Body	U03+U04+U05
	TC arti e articolazioni	
	TC Cone Beam	
Procedure di medicina nucleare convenzionale, di imaging SPECT, di imaging PET e di imaging ibrido	Scintigrafie cerebrali e del distretto testa	U04
	Scintigrafie del distretto toraceo	U04+U05
	Scintigrafie cardiache	
	Scintigrafie dell'apparato digerente	
	Scintigrafie del distretto epatico, renale e surrenalico	
	Scintigrafie polmonari	
	Scintigrafie ossee	U03+U04+U05
	Altre scintigrafie	
	PET e PET/TC del miocardio	U03+U04
	PET e PET/TC total body	U03+U04+U05
	PET/IRM	
Procedure di radiologia interventistica	Embolizzazioni	U02+U04
	Angioplastica e dilatazioni transluminari	
	Fibrinolisi e trombectomia meccanica	
	Il posizionamento di endoprotesi (STENT GRAFT)	
	Caterismo vascolare	
	Chemoembolizzazioni - Trattamenti termo-ablativi	U03+U04+U05
	Procedure Interventistiche sulla colonna vertebrale	
	Drenaggi percutanei	U03+U05
	Biopsie radioguidate con TC o fluoroscopia	U03+U04+U05
	Altre procedure di radiologia interventistica	
Procedure nell'ambito dell'attività radiodiagnostica complementare	Procedure chirurgiche	
	Procedure vascolari e cardiologiche	U02+U03
	Altre Procedure	
	Procedure odontoiatriche Procedure gastroenterologiche	U02+U05
Note, commenti		
U02 S. Matteo Pavia		
U03 Brotzu Cagliari		
U04 CIRA Salute e Scienza Torino		
U05 IFO Roma		

Le ventuno sotto-categorie di esami appartenenti alle categorie radiologia convenzionale, mammografia digitale, tomografia computerizzata, medicina nucleare, radiologia interventistica e attività complementare individuate per lo studio (terza colonna)

Il passo successivo (Obiettivo Specifico 3 del progetto, fig.1) che verrà portato avanti nel 2025, riguarderà la definizione del fattore di conversione degli indici dosimetrici in dose efficace per le procedure identificate in questo studio pilota. Tale fattore di conversione dovrà essere quanto più possibile generalizzato indipendentemente dal genere, età e corporatura del paziente. Ove non possibile, sarà valutato l'intervallo di applicazione e analizzato lo spettro di variabilità. In base ai risultati ottenuti dall'analisi della letteratura già disponibile (obiettivo specifico 2) si procederà in due modalità:

1. Nel caso in cui siano stati identificati in letteratura fattori di conversione già definiti per le procedure di questo studio, ne sarà valutato lo spettro di applicazione utilizzando il materiale e i dati disponibili in studi già pubblicati, ed eventualmente saranno prodotti studi specifici su un campione di pazienti identificati nelle UUOO ospedaliere.

2. Qualora di alcune delle procedure non siano stati rilevati studi già pubblicati, si procederà a produrre un lavoro per l'identificazione dei fattori di conversione. Tali lavori potranno basarsi su dati misurati e simulazioni Monte Carlo. La criticità principale consiste nella definizione di ciò che possa essere considerato standard in relazione alle caratteristiche del paziente, come il genere e la fascia di peso ed età, e alle modalità di acquisizione delle immagini come il numero di proiezioni o di scansioni.

CONCLUSIONI

I risultati del progetto "Approccio metodologico per la definizione dei coefficienti di conversione dei dati di esposizione in dose efficace, per le procedure di radiologia diagnostica e interventistica", CCM-Area Azioni Centrali, 2024-2026, responsabili scientifici Grande e Solfaroli Camillocci, forniranno auspicabilmente al Ministero della Salute e all'ISS lo strumento pratico e numerico per la valutazione della dose efficace pro capite per le categorie di procedure definite nel decreto attuativo, e rappresenteranno in tal senso la traduzione del debito formativo nei confronti del Ministero che tutte le aziende sanitarie, pubbliche e private, hanno, in termini di diffusione e promozione degli audit clinici.

Note

Il progetto è condotto con il supporto tecnico e finanziario del Ministero della Salute-Programma-CCM 2023 - "Approccio metodologico per la definizione dei coefficienti di conversione dei dati di esposizione in dose efficace, per le procedure di radiologia diagnostica e interventistica".

Bibliografia

European Commission: Directorate-General for Energy and Transport, *European guidance on estimating population doses from medical x-ray procedures*, Publications Office, 2008, <https://data.europa.eu/doi/10.2768/38190>

D'Ercole L., Rosi A., Bernardi G., Compagnone G., Orlacchio A., Padovani R., Palma A. and Grande S. *National survey to update the diagnostic reference levels in interventional radiology procedures in Italy: working methodology 2024*, J. Radiol. Prot. 44 011505

Italia. Decreto Legislativo 101 del 31 luglio 2020. *Attuazione della Direttiva 2013/59/Euratom, che stabilisce norme fondamentali di sicurezza relative alla protezione contro i pericoli derivanti dall'esposizione alle radiazioni ionizzanti, e che abroga le direttive 89/618/Euratom, 90/641/Euratom, 96/29/Euratom, 97/43/Euratom e 2003/122/Euratom e riordina della normativa di settore in attuazione dell'articolo 20, comma 1, lettera a), della legge 117 del 4 ottobre 2019*. Gazzetta Ufficiale 201 del 12 agosto 2020 - Supplemento ordinario 29.

Ministero della Salute, Decreto 3 novembre 2023 *Determinazione dei dati che gli esercenti provvedono a trasmettere alla regione o alla provincia autonoma di competenza per la valutazione dell'entità e la variabilità delle esposizioni a radiazioni ionizzanti a scopo medico della popolazione residente*. (23A06869) GU Serie Generale n.295 del 19-12-2023

Padovani R, Compagnone G, D'Ercole L, Orlacchio A, Bernardi G, De Ponti E, Marzola MC, Grande S, Palma A, Campanella F, Rosi A. *Livelli diagnostici di riferimento per la pratica nazionale di radiologia diagnostica e interventistica e di medicina nucleare diagnostica. Aggiornamento del Rapporto ISTISAN 17/33*. Roma: Istituto Superiore di Sanità; 2023 (Rapporti ISTISAN 20/22 Rev).

Biodosimetria delle radiazioni ionizzanti a diversi livelli di LET attraverso *marker* citogenetici nei meristemi di *Allium cepa*

T. Butini^{1,2,3,*}, F. Barco¹, M.G. Cascone¹, R. Ciolini¹, M. Quattrocchi⁴, E. Rosellini¹, J.A. Torres Novaes⁵, M.N. Xavier⁵, S. de Souza Lalic^{1,5}, F. d'Errico^{1,6}

1 Scuola di Ingegneria, Università di Pisa, Italia

*2 Dipartimento di Scienze e Tecnologie Biologiche Chimiche e Farmaceutiche "STEBICEF",
Università di Palermo, Italia*

3 Istituto Nazionale di Fisica Nucleare (INFN), Sezione di Catania, Italia

4 Dipartimento di Radiologia, Ospedale St. Luca, Lucca, Italia

5 Dipartimento di Fisica, Università Federale di Sergipe, Brasile

*6 School of Public Health, Yale University, and Yale Center for Emergency Preparedness and
Disaster Response, New Haven, CT, (USA)*

**tommaso.butini@unipa.it*

Riassunto

*Questo studio si propone di approfondire la comprensione degli effetti delle radiazioni ionizzanti utilizzando tecniche di radiobiologia e biodosimetria applicate alle piante. Le piante sono ideali per questo tipo di ricerca poiché sono molto sensibili agli agenti genotossici nell'ambiente e permettono di evitare l'uso di animali, rispettando il principio delle 3R. La cipolla (*Allium cepa*) è attualmente riconosciuta come un buon modello per l'analisi degli inquinanti ambientali, ma è stata poco studiata come indicatore di esposizione alle radiazioni. In questa ricerca, sono stati condotti test sulla genotossicità delle radiazioni X e alfa attraverso il test del micronucleo e l'analisi dell'indice mitotico. I risultati mostrano che l'*Allium cepa* è un valido modello alternativo all'uso di animali per valutare gli effetti delle radiazioni ionizzanti. In particolare, le radiazioni alfa hanno causato danni significativi, evidenziati da un numero di micronuclei venti volte superiore rispetto alle radiazioni X. Questo è stato ulteriormente confermato dall'analisi del parametro della dose efficace, ottenuta attraverso lo studio dei vari fattori di ponderazione delle diverse radiazioni.*

1- INTRODUZIONE

La sicurezza nucleare e la protezione dalle radiazioni ionizzanti sono fondamentali per garantire l'uso sicuro delle radiazioni e dell'energia nucleare e per tutelare la salute umana. La radioprotezione mira a salvaguardare la salute dei lavoratori e della popolazione generale, riducendo i rischi legati all'esposizione alle radiazioni durante le attività che le coinvolgono, bilanciando i benefici per la società (ICPR, 2007). In questo contesto è essenziale disporre di un sistema di radioprotezione efficace, affidabile e trasparente per poter svolgere in sicurezza attività potenzialmente rischiose (ICRP, 2007).

Il crescente rischio di esposizione improvvisa alle radiazioni che coinvolge molte persone ha reso necessario lo sviluppo di sistemi per la valutazione gli effetti delle radiazioni sulle cellule, in particolare sul materiale genetico (Kimball, 1952; Gerhardt, 2002). Questa esigenza ha portato alla ricerca di tecniche semplici, rapide e facilmente applicabili su un gran numero di campioni. Tali tecniche si basano sull'identificazione di difetti citogenetici, chiamati endpoint, che possono verificarsi nelle cellule dopo l'interazione con le radiazioni (Gerhardt, 2002). La biodosimetria è la disciplina che studia la relazione tra gli endpoint e la dose assorbita (Organizzazione Mondiale della Sanità, 2011). Tra i test più utilizzati in biodosimetria vi è il test del micronucleo (Hayashi, 2016), molto diffuso per la sua semplicità analitica, la ridotta necessità di competenze specialistiche e la facilità con cui si possono rilevare i micronuclei (Vaijapurkar et al., 2001).

L'uso della biodosimetria su modelli umani è ampiamente trattato in letteratura (Da Cruz et al., 1994; Köksal et al., 1996; Ponnaiya et al., 2004; Senthamizhchelvan et al., 2009; Zölzer et al., 2011; Organizzazione Mondiale della Sanità, 2011; Chen et al., 2014; Ludovici et al., 2021; Xavier et al., 2021), ma la maggior parte delle informazioni riguarda analisi su lavoratori esposti (Köksal et al., 1996; Zölzer et al., 2011) o su vittime di disastri nucleari (Da Cruz et al., 1994; Chen et al., 2014), ossia individui che hanno assorbito alte dosi di radiazioni. Tuttavia, ci sono pochi dati sugli effetti causati da basse dosi di radiazioni (Xavier et al., 2021; d'Errico et al., 2023; Xavier et al., 2023).

Per comprendere meglio gli effetti delle basse dosi di radiazioni, è consigliabile condurre studi su modelli più realistici, preferibilmente su organismi interi anziché solo su colture cellulari (Bonciu et al., 2018). È noto che la risposta di un organismo completo può differire da quella delle singole cellule. Inoltre, per ottenere dati affidabili, bisogna considerare che la dimensione del campione necessario aumenta in maniera inversamente proporzionale con il quadrato della dose efficace (Brenner et al., 2003). Di conseguenza, più bassa è la dose efficace, più grande deve essere il campione per garantire risultati statisticamente validi.

Negli anni '60 e '70, quando le questioni etiche erano meno rilevanti, vennero condotti numerosi studi su modelli animali, come il progetto "Megamouse" (Russell e Kelly, 1982), per affrontare il problema della dimensione del campione e comprendere meglio gli effetti delle basse dosi di radiazioni. Oggi, tali studi non sono più accettabili, e la ricerca di modelli alternativi agli animali per studiare gli effetti delle basse dosi di radiazioni è diventata un tema cruciale e in continua evoluzione.

Il presente studio si basa sull'idea di sviluppare e utilizzare un "biota non umano", un organismo vegetale, come modello alternativo a quelli animali (Ulanovsky, 2016; Higley, 2018). In particolare, utilizzando *Allium cepa*, è possibile ottenere nuove informazioni sugli effetti delle basse dosi di radiazioni su organismi viventi attraverso studi su un gran numero di campioni quasi identici.

L'interesse per *Allium cepa* deriva dal fatto che è una specie diploide ($2n=16$) con un numero ridotto di cromosomi grandi, facilitando così il rilevamento dei danni al DNA (Xavier et al., 2021). Inoltre, *Allium cepa* è ampiamente riconosciuta come un indicatore universale degli effetti genotossici degli agenti ambientali sulla salute umana e sull'ambiente. Studi hanno mostrato che le risposte di *Allium cepa* sono molto coerenti con quelle osservate nelle cellule di mammiferi (Grant, 1978; Leme e Marin-Morales, 2009; Palmieri et al., 2016; Reis et al., 2017), rendendola uno strumento prezioso per valutare il potenziale genotossico di diverse sostanze e fattori ambientali.

L'uso di *Allium cepa* come modello può quindi fornire indicazioni sugli effetti genotossici potenziali sia su cellule vegetali che animali. Questo approccio permette di condurre esperimenti che rispettano il principio delle 3R (Sostituzione, Riduzione, Raffinamento), riducendo la necessità di utilizzare animali per la sperimentazione, tranne nei casi in cui sia strettamente necessario (Russell e Burch, 1959).

Nella letteratura scientifica, *Allium cepa* è spesso considerata il "gold standard" per valutare gli effetti di varie sostanze chimiche, fisiche e categorie specifiche di radiazioni (Fiskesjö, 1985; Bagatini et al., 2009; Leme e Marin-Morales, 2009; Bonciu et al., 2018; Bolsunovsky et al., 2019; Xavier et al., 2021; Xavier et al., 2023). Tuttavia, non è ancora chiaro se questo modello vegetale possa fornire informazioni dettagliate rispondendo diversamente alle radiazioni con diverso Trasferimento Lineare di Energia (LET).

Il LET delle radiazioni rappresenta la capacità di trasferire energia alla materia. Le radiazioni con alto LET hanno una densità di ionizzazione elevata, il che significa che possono causare danni significativi interagendo strettamente con il materiale genetico delle cellule. Al contrario, le radiazioni con basso LET hanno una capacità di ionizzazione inferiore, causando interazioni più diffuse e danni facilmente riparabili (Goodhead, 2006). Capire se *Allium cepa* risponde in modo diverso a radiazioni con diverso LET potrebbe essere utile per capire la reale possibilità di impiegarla come dosimetro per i vari tipi di radiazioni.

Sono stati condotti studi sulla genotossicità dei raggi X (basso LET) e delle particelle alfa (alto LET) utilizzando il test del micronucleo e l'analisi dell'indice mitotico. Inoltre, è stato mirato a migliorare una fase della procedura esistente per preparare i campioni per l'analisi al microscopio, ottimizzandola e rendendola altamente riproducibile (Xavier et al., 2021).

2- MATERIALI E METODI

2.1- GERMINAZIONE DEI SEMI DI *ALLIUM CEP*A

Seguendo una procedura ben consolidata (Xavier et al., 2021), i semi di cipolla, privi di pesticidi (della varietà rotonda rossa di Tropea), sono stati collocati all'interno di una piastra Petri precedentemente preparata con due fogli di carta da filtro come substrato di coltura. I semi, circa 50, sono stati distribuiti a una distanza di circa 1 cm l'uno dall'altro.

Successivamente, la carta da filtro è stata inumidita con 4 ml di acqua distillata per creare un ambiente sufficientemente umido a favorire la crescita dei germogli. Le piastre sono state quindi sigillate e conservate in un incubatore ad una temperatura controllata di 25 ± 1 °C per 3 giorni, fino a quando i germogli hanno raggiunto una lunghezza di circa 4-5 mm.

2.2- IRRAGGIAMENTO

L'irraggiamento con particelle alfa è stato eseguito all'interno del laboratorio di Misure Nucleari dell'Università di Pisa, utilizzando una sorgente puntiforme di ^{241}Am . Il rateo di dose di tale sorgente, calcolato tramite simulazioni Monte Carlo come riportato da Xavier et al. (2021), è risultato essere di 7,92 mGy/min a 1 cm dalla sorgente, con un'incertezza statistica delle simulazioni Monte Carlo inferiore al 2% (2 SD). Le dosi assorbite somministrate sono state di 20, 40, 60 e 80 mGy.

La sperimentazione con i raggi X è stata condotta presso il Centro Ospedaliero San Luca di Lucca utilizzando un acceleratore lineare per produrre fotoni di raggi X da 6 MV, con un rateo di dose di 1 Gy/min. In questo caso le dosi assorbite somministrate sono state di 150, 300, 450 e 600 mGy.

Dopo l'esposizione, i germogli sono stati nuovamente posti nell'incubatore per 24 ore e poi immersi per altre 20-24 ore in una soluzione fissativa di Carnoy (3:1 etanolo assoluto e acido acetico). Infine, sono stati trasferiti e conservati in etanolo al 70% in un frigorifero per un massimo di 20 giorni (Guerra e de Souza, 2002).

2.3- PREPARAZIONE E COMPRESSIONE DEI CAMPIONI

Il protocollo per la preparazione dei campioni inizia con la collocazione dei semi in un recipiente contenente HCl 1 M, che viene poi posto a bagno-maria a 60 ± 2 °C per 5 minuti per idrolizzare la parete cellulare, facilitando l'assorbimento del colorante. I semi vengono quindi immersi in acqua distillata per 10 minuti per idratarli e rendere il tessuto più visibile. Successivamente, i semi sono trattati con acido acetico al 45% per 3 minuti per favorire la rottura della parete cellulare. La colorazione avviene utilizzando orceina acetica al 2%, che si lega al materiale genetico cellulare, evidenziando i nuclei e i micronuclei. Il campione viene poi coperto con un foglio di alluminio per 15 minuti per proteggerlo dalla luce. Trascorso questo tempo, il meristema apicale del germoglio viene posto su un vetrino da microscopio, separato e coperto con un copri-vetrino. Vengono poi dati colpetti leggeri, con il retro di una pinzetta, per disintegrare la membrana esterna ed iniziare a separare le cellule, per facilitare la successiva fase di compressione, necessaria per l'ottenimento del monostrato cellulare per l'analisi microscopica. Questo protocollo aiuta a identificare le cellule mitotiche evidenziando le fasi distintive della mitosi.

Nei precedenti studi, la compressione veniva effettuata applicando manualmente la pressione necessaria (Nefic et al., 2013; Xavier et al., 2021). Tuttavia, questo metodo manca di un controllo preciso sulla forza applicata, che può variare ad ogni esecuzione della procedura e dipende dall'operatore coinvolto, rendendo il processo piuttosto variabile. Per affrontare questo problema, è stata concepita l'idea di sviluppare un sistema meccanico per la compressione. Questo approccio mira a standardizzare una delle fasi più critiche dell'intero processo, permettendo così di produrre campioni i più uniformi possibile.

Figura 1: Sistema di compressione cellulare



Il dispositivo (fig. 1) è composto da un carrello su cui è posizionato il vetrino con il germoglio. Utilizzando due binari, il carrello viene spostato sotto un ponte al quale è collegato il sistema di applicazione della forza. Quest'ultimo è costituito da un rullo, vincolato a una molla regolabile tramite un dado ed una vite. La rotazione del dado consente di comprimere o allentare la molla, regolando così la forza applicata dal rullo sul vetrino durante il passaggio. Per misurare la forza applicata dal rullo, è stata implementata e integrata nel sistema una bilancia.

Il sistema comprende una cella di carico posizionata vicino al carrello. Questa viene gestita da un chip dedicato (HX711), collegato a una scheda compatibile con Arduino Nano, che funge da microcontrollore del sistema. La scheda è inoltre collegata a un display per la visualizzazione del valore di forza applicato e a un pulsante per la taratura della bilancia. Il sistema è infine alimentato da una batteria ricaricabile al litio da 3,7 V.

L'ottimizzazione della forza, e quindi della pressione, che il rullo deve applicare per produrre un monostrato di cellule integre, prive di deformazioni e adatte all'analisi microscopica, è stata condotta come segue. Inizialmente, è stata misurata la forza esercitata manualmente (con il pollice) per ottenere una compressione ottimale dei meristemi utilizzando una bilancia da cucina. I migliori risultati sono stati ottenuti con una pressione compresa tra 2,5 e 4,5 kgf. Successivamente, per affinare la stima della forza ideale, è stato impiegato il sistema di compressione automatizzata precedentemente descritto. Partendo da un valore minimo di $2,5 \pm 0,1$ kgf e incrementando la forza in passi di $0,5 \pm 0,1$ kgf, fino a $4,5 \pm 0,1$ kgf, sono stati effettuati numerosi test e i risultati sono stati valutati in base alla qualità del monostrato. È stato osservato che forze vicine a 2,5 kgf non sono sufficienti per ottenere un monostrato cellulare adatto al microscopio, con cellule sovrapposte che rendono difficile determinare la presenza e la posizione dei micronuclei. Analogamente, valori vicini a 4,5 kgf producono risultati inutilizzabili, poiché l'alta pressione provoca deformazioni nelle cellule o addirittura danni alle loro pareti. I migliori risultati sono stati ottenuti con $3,5 \pm 0,1$ kgf, che consente la formazione ottimale di un monostrato di cellule con dimensioni e forme corrette e con la membrana citoplasmatica integra, facilitando la conta di 1000 cellule, che è lo standard per il test del micronucleo.

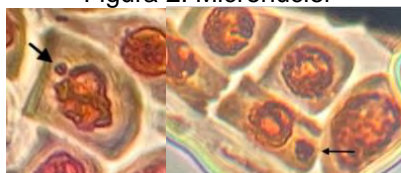
2.4- ANALISI DEI CAMPIONI

L'indagine è stata effettuata visivamente al microscopio ottico utilizzando un sistema Nikon Eclipse TS100 con un ingrandimento totale di 400x. Sono state contate mille cellule con membrana citoplasmatica intatta per ogni campione. L'analisi è stata eseguita su cinque campioni per ciascun punto di dose, incluso il controllo negativo. Successivamente, la genotossicità della radiazione è stata valutata dalla frequenza del numero di cellule con uno o più micronuclei (fig. 2), mentre la citotossicità è stata determinata tramite l'analisi dell'indice mitotico.

Il conteggio del numero di micronuclei è stato effettuato in doppio cieco e condotto in parallelo da due ricercatori indipendenti. Ogni micronucleo è stato registrato come tale solo quando entrambi i ricercatori erano d'accordo. Se solo uno dei due operatori segnalava un'anomalia come micronucleo, questo veniva scartato.

L'indice mitotico è stato calcolato contando il numero di cellule in divisione nel campione e dividendo questo valore per il numero totale di cellule contate (in questo caso, 1000).

Figura 2: Micronuclei



L'analisi statistica è stata condotta applicando il test di Shapiro-Wilk e attraverso la valutazione del coefficiente di correlazione lineare di Pearson. Il test di Shapiro-Wilk è stato utilizzato per valutare la normalità delle distribuzioni dei dati, con una soglia di significatività statistica di $p < 0,05$. Tutti i test statistici sono stati effettuati utilizzando il software PAST 4 (Hammer et al., 2001).

3- RISULTATI

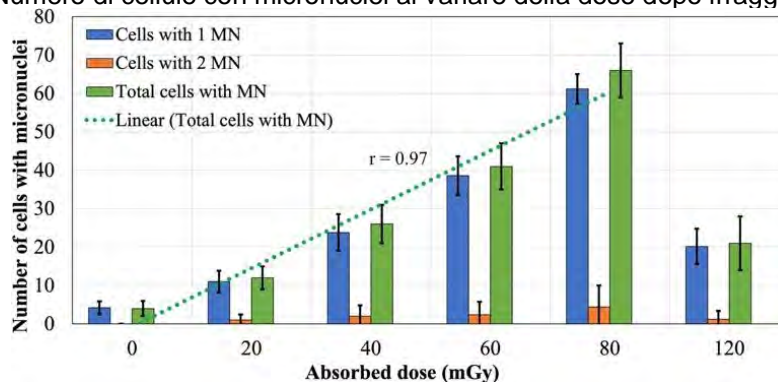
Il test di Shapiro-Wilk ha confermato che i dati seguono una distribuzione normale. Per questo motivo, è stato deciso di riportare i dati all'interno dei grafici come media \pm 2 deviazioni standard (SD), in modo da includere circa il 95% dei dati attesi (Hazra e Gogtay, 2016). Questo approccio è applicato sia al conteggio dei micronuclei che all'indice mitotico.

I parametri considerati per valutare i danni causati dall'irradiazione includevano il numero di cellule con almeno un micronucleo, il numero di cellule con più di un micronucleo e l'indice mitotico.

3.1- PARTICELLE ALFA

Coerentemente con studi precedenti (Xavier et al., 2021), si osserva che l'esposizione alle particelle alfa causa una variazione nel numero di micronuclei formati all'interno delle cellule. Il grafico che illustra questa relazione (fig. 3) mostra un aumento del numero di micronuclei con l'aumento della dose fino a 80 mGy. Tuttavia, a una dose assorbita di 120 mGy, è stata osservata una diminuzione di questo numero. Il comportamento è simile ai risultati di studi precedenti su linfoblasti umani, dove dosi di particelle alfa superiori a 100 mGy hanno causato una diminuzione del numero di micronuclei (Ren et al., 2013).

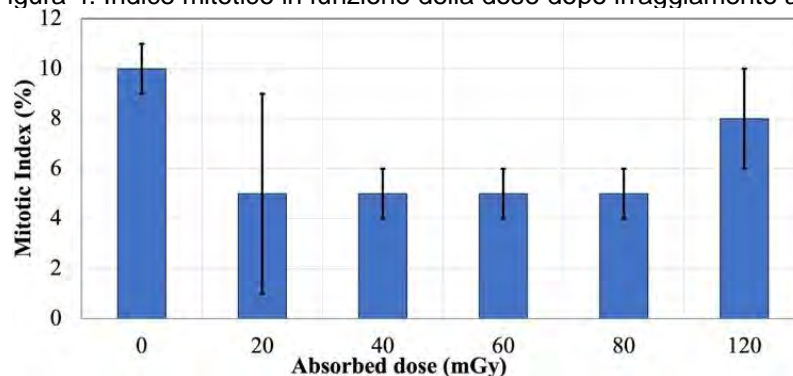
Figura 3: Numero di cellule con micronuclei al variare della dose dopo irraggiamento alfa



Sono state osservate anche cellule con la formazione di due micronuclei già a dosi superiori a 20 mGy, sebbene in numeri esigui. Poiché l'obiettivo dello studio era investigare la correlazione tra dose e danno, espresso dalla presenza di uno o più micronuclei, i dati sono stati riportati e analizzati come il numero totale di cellule che mostrano almeno un micronucleo (barre verdi nell'istogramma).

Il coefficiente di correlazione lineare di Pearson è stato valutato per dosi che vanno dal controllo negativo fino a 80 mGy, dove è stata osservata una tendenza crescente nel numero di micronuclei in funzione della dose. È stato trovato un coefficiente di correlazione $r = 0,97$, indicando una relazione lineare positiva quasi perfetta. La correlazione dei dati all'interno dell'intervallo 0-80 mGy è quindi coerente con una tendenza lineare, indicando il potenziale utilizzo di *Allium cepa* come bio-dosimetro in questo intervallo di dose.

Figura 4: Indice mitotico in funzione della dose dopo irraggiamento alfa



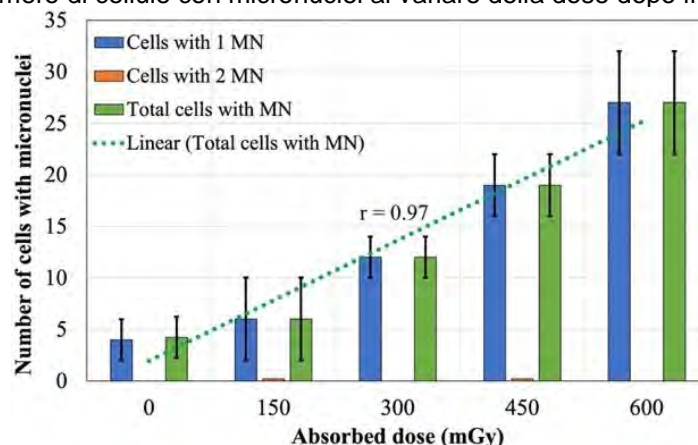
L'analisi dell'andamento dell'indice mitotico (fig. 4) indica che, oltre alla formazione di micronuclei, le particelle alfa hanno un impatto significativo sulla vitalità cellulare. È evidente che, a partire da una dose di 20 mGy, il numero di cellule in divisione diminuisce drasticamente rispetto al controllo negativo. Tuttavia, non è stata osservata una correlazione tra l'aumento della dose e la riduzione della vitalità cellulare, nonostante il calo osservato. Questo risultato è coerente con le caratteristiche delle radiazioni ad alto LET, il cui elevato potere di ionizzazione aumenta la probabilità di causare danni più gravi, oltre alla formazione di micronuclei, che possono portare all'inattivazione delle cellule.

Una deviazione dalla tendenza precedente è stata osservata per una dose di 120 mGy, che ha causato un aumento dell'attività mitotica delle cellule meristematiche di *Allium cepa* rispetto al gruppo di controllo non irradiato e alle cellule sottoposte a dosi da 20 a 80 mGy. Stiamo ulteriormente investigando questo aumento, che suggerisce un danno cellulare potenzialmente in grado di portare ad una proliferazione disordinata (Leme e Marin-Morales, 2009).

3.2- RAGGI X

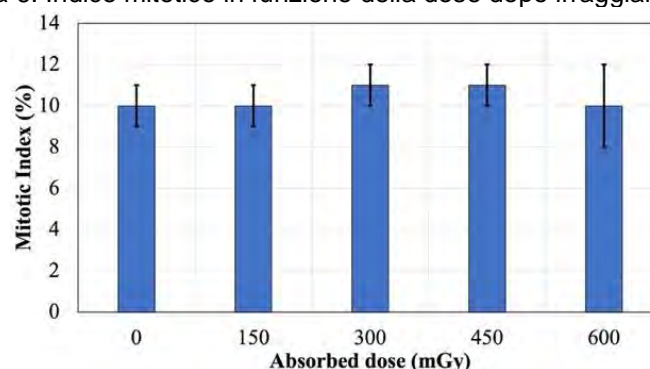
Anche nel caso dell'esposizione ai raggi X, si è deciso di includere nel grafico il numero di cellule che presentavano uno o due micronuclei, insieme al numero totale di cellule che mostravano almeno una forma di anomalia. Questa scelta è stata fatta nonostante il numero di cellule con più di un micronucleo fosse stato solo due su un totale di 20.000 cellule contate (fig. 5).

Figura 5: Numero di cellule con micronuclei al variare della dose dopo irraggiamento X



Anche in questo caso, l'analisi del coefficiente di correlazione lineare di Pearson ($r = 0,97$), calcolato tra tutti i punti di dose considerati, ha rivelato una tendenza quasi perfettamente lineare. La coerenza di questi risultati con una tendenza lineare supporta l'ipotesi di una relazione causale tra l'assorbimento dei raggi X e l'insorgenza di danni cellulari, come indicato dalla formazione di micronuclei. Questi risultati supportano l'uso di *Allium cepa* come biosensibile per dosi di raggi X che vanno da 0 a 600 mGy.

Figura 6: Indice mitotico in funzione della dose dopo irraggiamento X



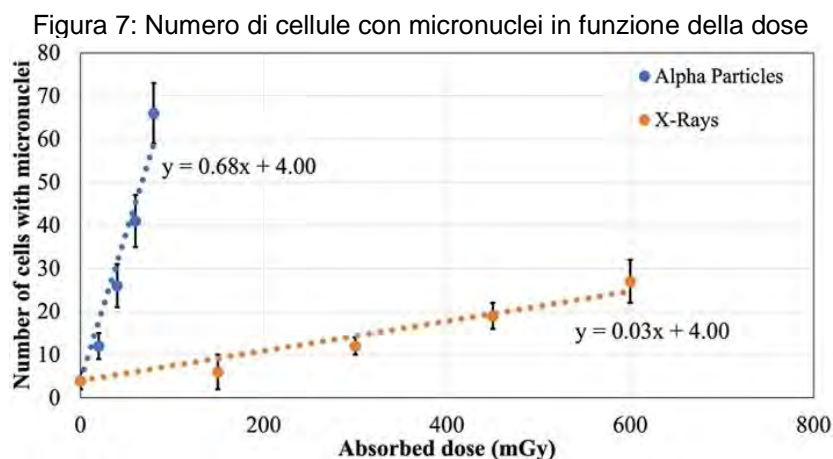
La figura 6, invece, mostra la tendenza dei valori dell'indice mitotico in funzione della dose. In questo caso, il parametro della vitalità cellulare non subisce variazioni significative con l'aumento della dose. Questa tendenza è stata osservata anche nell'analisi dell'indice mitotico quando i germogli di *Allium cepa* sono stati esposti ad altri tipi di radiazione a basso LET, come i raggi gamma (Xavier et al., 2023). La tendenza è coerente con le proprietà di questo tipo di radiazione, dove la densità di ionizzazione sparsa rende difficile indurre rotture a doppio filamento nel DNA.

3.3- COMPARAZIONE

La Figura 7 mostra che il numero di cellule con micronuclei varia con la dose, sia per le particelle alfa che per i raggi X. Analizzando i risultati ottenuti sui meristemi apicali di *Allium cepa*, si osserva che, sia nel caso delle particelle alfa sia in quello dei raggi X, il numero di cellule con micronuclei aumenta con l'aumentare della dose assorbita. Questo suggerisce una dipendenza del numero di cellule con micronuclei con dose di radiazione assorbita. Nel caso della radiazione alfa, si verifica un rapido incremento del numero di cellule con micronuclei, concentrato in un intervallo di dosi assorbite molto più ristretto. Nel caso dei raggi X, l'aumento è più lento e si verifica su un intervallo più ampio di dosi.

Questo risultato è in accordo con il fatto ben noto che le radiazioni ad alto LET (alfa) sono in grado di causare danni al DNA maggiori rispetto alle radiazioni a basso LET (raggi X).

Calcolando il rapporto tra i coefficienti angolari, si ottiene un rapporto tra le pendenze di circa 20. Questo valore corrisponde al rapporto tra i fattori di ponderazione delle radiazioni, che sono tabulati in base alla pericolosità della radiazione. Nel caso della radiazione alfa, il fattore di ponderazione è 20, mentre per i raggi X è 1. Pertanto, il rapporto tra i fattori per radiazioni ad alto e basso LET è confermato essere 20, in linea con il rapporto osservato tra le pendenze delle linee descritte in precedenza. Questo rafforza la validità dei risultati ottenuti.



I dati relativi all'indice mitotico mostrano anche che le radiazioni ad alto LET, con maggiore potere di ionizzazione, hanno una probabilità più alta di causare danni che portano all'inattivazione cellulare e quindi a una diminuzione dell'indice mitotico. Questo effetto non è stato osservato nel caso delle radiazioni a basso LET, dove non sono state riscontrate differenze significative tra il numero di cellule in divisione nei campioni irradiati e il controllo negativo.

Come variabile finale, è stato esaminato il numero di cellule contenenti due o più micronuclei. La presenza di un numero maggiore di difetti all'interno di una cellula può indicare danni più significativi al materiale genetico. In questa analisi, si conferma che la radiazione alfa può generare un numero maggiore di cellule "polimicronucleate" rispetto ai raggi X. In dettaglio, considerando tutti i campioni analizzati, sono state trovate 40 cellule con doppio micronucleo (in un caso anche con 3 micronuclei) su un totale di 20.000 cellule contate nel caso delle particelle alfa. Nel caso dei raggi X, invece, sono state contate solo due cellule con doppio micronucleo sul totale di 20.000 cellule contate.

4- CONCLUSIONI

L'obiettivo di questo lavoro era valutare l'uso di *Allium cepa* come modello sperimentale per investigare gli effetti delle radiazioni ionizzanti, con particolare attenzione alla valutazione della risposta alle radiazioni con diversi valori di LET. *Allium cepa* è un modello sperimentale ben consolidato e robusto, ampiamente utilizzato per diverse considerazioni sia scientifiche che pratiche.

La similitudine chimica tra *Allium cepa* e l'acqua porta a una somiglianza nelle interazioni fisiche delle radiazioni ionizzanti nel nostro modello e nei tessuti animali. Infatti, *Allium cepa* ha mostrato una risposta altamente coerente con le risposte osservate nelle cellule di mammifero (Grant, 1978; Leme e Marin-Morales, 2009; Palmieri et al., 2016; Reis et al., 2017). Questo rende *Allium cepa* uno strumento prezioso, poiché la sua risposta all'esposizione alle radiazioni può fornire indicazioni sugli effetti potenzialmente genotossici sia per le cellule vegetali che animali.

Inoltre, il fatto che le piante di cipolla siano organismi strutturati, offre un'opportunità unica per esaminare gli effetti delle radiazioni in un contesto biologico rilevante e complesso. Dal punto di vista etico e pratico, i test su *Allium cepa* richiedono meno approvazioni rispetto agli studi sugli animali, rendendoli più fattibili e accessibili per la ricerca scientifica.

Infine, la coerenza con un trend lineare, osservata sia per le particelle alfa nel range di dose da 0 mGy a 80 mGy, sia per i raggi X nel range di dose da 0 mGy a 600 mGy, supporta l'uso di *Allium cepa* come bio-dosimetro per questi tipi di radiazioni nei rispettivi intervalli di dose. La capacità di rilevare una relazione lineare tra dose e risposta biologica in questi intervalli di dose sottolinea la validità del modello *Allium cepa* nella valutazione degli effetti delle radiazioni.

I risultati del nostro studio confermano la validità di *Allium cepa* come modello sperimentale, mostrando variazioni significative nella risposta alle radiazioni a diversi valori di LET, rilevanti per la valutazione dei rischi associati all'esposizione alle radiazioni. Confrontando i nostri risultati con studi precedenti (Xavier et al., 2021; Xavier et al., 2023), emerge che *Allium cepa* potrebbe costituire un valido modello alternativo per valutare gli effetti genotossici delle basse dosi di radiazioni alfa. Inoltre, si suggerisce che questo modello vegetale possa rivelare variazioni negli effetti indotti da diversi tipi di radiazioni, inclusi i raggi X.

In conclusione, la nostra indagine suggerisce fortemente che *Allium cepa* potrebbe rappresentare un'alternativa valida o un complemento ai modelli animali per lo studio degli effetti biologici delle radiazioni ionizzanti. Tuttavia, sono necessari ulteriori esperimenti estesi e la valutazione di altri endpoints citogenetici, così come lavori sulla standardizzazione e possibilmente automazione delle procedure sperimentali. Quest'ultima migliorerebbe la velocità e la riproducibilità del nostro processamento dei dati, permettendo esperimenti su larga scala, ad esempio, nell'analisi degli effetti a basse dosi.

BIBLIOGRAFIA

- Bagatini, M.D., Vasconcelos, T.G., Laughinghouse, H.D., Martins, A.F., & Tedesco, S.B. (2009). *Bio-monitoring hospital effluents by the Allium cepa L. test*. Bulletin of Environmental Contamination and Toxicology, 82(5), 590–592. <https://doi.org/10.1007/s00128-009-9666-z>.
- Barco, F., Butini, T., Cascone, M.G., Chierici, A., Ciolini, R., Rosellini, E., Torres Novaes, J.A., Xavier, M.N., de Souza Lalic, S., d'Errico, F. (2024). *Biodosimetry of UV radiation through the detection of cytogenetic endpoints in Allium cepa meristems*. Submitted for publication in Radiation Measurements 176, 107213. <https://doi.org/10.1016/j.radmeas.2024.107213>.
- Bolsunovsky, A., Dementyev, D., Trofimova, E., Iniatkina, E., Kladko, Y., & Petrichenkov, M. (2019). *Chromosomal aberrations and micronuclei induced in onion (Allium cepa) by gamma-radiation*. Journal of Environmental Radioactivity, 207, 1–6. <https://doi.org/10.1016/j.jenvrad.2019.05.014>.
- Bonciu, E., Firbas, P., Fontanetti, C.S., Wusheng, J., Karaismailoğlu, M.C., Liu, D., Menicucci, F., Pesnya, D.S., Popescu, A., Romanovsky, A.V., et al. (2018). *An evaluation for the standardization of the Allium cepa test as cytotoxicity and genotoxicity assay*. Caryologia, 71(3), 191–209. <https://doi.org/10.1080/00087114.2018.1503496>.
- Brenner, D.J., Doll, R., Goodhead, D.T., Hall, E.J., Land, C.E., Little, J.B., Lubin, J.H., Preston, D.L., Preston, R.J., Puskin, J.S., et al. (2003). *Cancer risks attributable to low doses of ionizing radiation:*

- assessing what we really know. *Proceedings of the National Academy of Sciences*, 100(24), 13761–13766.
- Chen, Y., Zhou, P., Zhang, X., Wang, Z., Wang, Y., & Darroudi, F. (2014). *Cytogenetic studies for a group of people living in Japan 1 year after the Fukushima nuclear accident*. *Radiation Protection Dosimetry*, 159(1-4), 20–25.
- Da Cruz, A.D., McArthur, A.G., Silva, C.C., Curado, M.P., & Glickman, B.W. (1994). *Human micronucleus counts are correlated with age, smoking, and cesium-137 dose in the Goiania (Brazil) radiological accident*. *Mutation Research/Environmental Mutagenesis and Related Subjects*, 313(1), 57–68.
- d'Errico, F., Barco, F., Butini, T., Cascone, M.G., Ciolini, R., Quattrocchi, M., Rosellini, E., Hulber, T., Torres Novaes, J.A., Xavier, M.N., & de Souza Lalic, S. (2023). *Radiation monitoring with plant-based biotas and an automated micronucleus scoring approach*. *EPJ Web Conf.*, 288, 09007. DOI: 10.1051/epjconf/202328809007.
- Firestone, R.B. (1996). *Table of Isotopes (8th ed.)*. Wiley: New York.
- Fiskesjö, G. (1985). *The Allium test as a standard in environmental monitoring*. *Hereditas*, 102(1), 99–112. <https://doi.org/10.1111/j.1601-5223.1985.tb00471.x>.
- Gerhardt, A. (2002). *Bioindicator Species and Their Use in Biomonitoring*. In *Environmental Monitoring—Vol. I—Bioindicator Species and Their Use in Biomonitoring*. Encyclopedia of Life Support Systems (EOLSS).
- Goodhead, D.T. (2006). *Energy deposition stochastics and track structure: what about the target?* *Radiation Protection Dosimetry*, 122(1-4), 3-15.
- Grant, W.F. (1978). *Chromosome aberrations in plants as a monitoring system*. *Environmental Health Perspectives*, 27, 37–43.
- Guerra, M., & de Souza, M.J. (2002). *Como observar cromossomos: um guia de técnicas em citogenética vegetal, animal e humana*. Ribeirão Preto: FUNPEC.
- Hayashi, M. (2016). *The micronucleus test - most widely used in vivo genotoxicity test*. *Genes and Environment*, 38, 18. <https://doi.org/10.1186/s41021-016-0044-x>.
- Hammer, Ø., Harper, D.A.T., Ryan, P.D. (2001). *Past: paleontological statistics software package for education and data analysis*. *Palaeontol. Electron.* 4(1), 1–9.
- Hazra, A., & Gogtay, N. (2016). *Biostatistics Series Module 1: Basics of Biostatistics*. *Indian Journal of Dermatology*, 61(1), 10-20. doi: 10.4103/0019-5154.173988. PMID: 26955089; PMCID: PMC4763618.
- Higley, K.A. *Integration of radiological protection of the environment into the system of radiological protection*. *Annals of the ICRP*, 47(3–4), 270–284 (2018).
- ICRP. (2007). *The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection*. ICRP Publication 103. *Annals of the ICRP*, 37.
- Kimball, R.F. (1952). *Genetic Effects of Radiation*. *Annual Review of Nuclear and Particle Science*, 1, 479–494. ISSN: 1545-4134. <https://doi.org/10.1146/annurev.ns.01.120152.002403>.
- Köksal, G., Dalcı, D.Ö., & Pala, F.S. (1996). *Micronuclei in human lymphocytes: the Co-60 gamma-ray dose-response*. *Mutation Research/Environmental Mutagenesis and Related Subjects*, 359(2), 151–157. [https://doi.org/10.1016/S0165-1161\(96\)90261-7](https://doi.org/10.1016/S0165-1161(96)90261-7).
- Leme, D.M., & Marin-Morales, M.A. (2009). *Allium cepa test in environmental monitoring: a review on its application*. *Mutation research/reviews in mutation research*, 682(1), 71–81. <https://doi.org/10.1016/j.mrrev.2009.06.002>.
- Ludovici, G.M., Cascone, M.G., Huber, T., Chierici, A., Gaudio, P., de Souza, S.O., d'Errico, F., & Malizia, A. (2021). *Cytogenetic biodosimetry techniques in the detection of dicentric chromosomes induced by ionizing radiation: A review*. *The European Physical Journal Plus*, 136(5), 482. <https://doi.org/10.1140/epjp/s13360-021-01447-3>.
- Nefic, H., Musanovic, J., Metovic, A., & Kurteshi, K. (2013). *Chromosomal and nuclear alterations in root tip cells of allium cepa L. induced by alprazolam*. *Med Arch*, 67(6), 388–392. <https://doi.org/10.5455/medarh.2013.67.388-392>.
- Palmieri, M.J., Andrade-Vieira, L.F., Trento, M.V.C., Eleutério, M.W.F., Luber, J., Davide, L.C., & Marcussi, S. (2016). *Cytogenotoxic effects of spent pot liner (SPL) and its main components on human leukocytes and meristematic cells of Allium cepa*. *Water, Air, & Soil Pollution*, 227, 1–10.
- Ponnaiya, B., Jenkins-Baker, G., Bigelow, A., Marino, S., & Geard, C.R. (2004). *Detection of chromosomal instability in α -irradiated and bystander human fibroblasts*. *Mutation Research/Fundamental and Molecular Mechanisms of Mutagenesis*, 568(1), 41–48. <https://doi.org/10.1016/j.mrfmmm.2004.06.045>.
- Reis, G.B., Andrade-Vieira, L.F., Moraes, I.C., César, P.H.S., Marcussi, S., & Davide, L.C. (2017). *Reliability of plant root comet assay in comparison with human leukocyte comet assay for assessment environmental genotoxic agents*. *Ecotoxicology and Environmental Safety*, 142, 110–116.

- Ren, R., He, M., Dong, C., Xie, Y., Ye, S., Yuan, D., & Shao, C. (2013). *Dose response of micronuclei induced by combination radiation of α -particles and γ -rays in human lymphoblast cells*. Mutation Research/Fundamental and Molecular Mechanisms of Mutagenesis, 741, 51–56. <https://doi.org/10.1016/j.mrfmmm.2012.12.007>.
- Russell, W.M.S., & Burch, R.L. (1959). *The principles of humane experimental technique*. Methuen.
- Russell, W.L., & Kelly, E.M. (1982). *Specific-locus mutation frequencies in mouse stem-cell spermatogonia at very low radiation dose rates*. Proceedings of the National Academy of Sciences, 79(2), 539-541.
- Senthamizhchelvan, S., Pant, G.S., Rath, G.K., Julka, P.K., & Nair, O. (2009). *Biodosimetry using micronucleus assay in acute partial body therapeutic irradiation*. Physica Medica, 25(2), 82–87. <https://doi.org/10.1016/j.ejmp.2008.05.004>.
- Ulanovsky, A. (2016). *Dosimetry for animals and plants: contending with biota diversity*. Annals of the International Commission on Radiological Protection, 45(1 Suppl), 225–238.
- Vaijapurkar, S.G., Agarwal, D., Chaudhuri, S.K., Senwar, K.R., & Bhatnagar, P.K. (2001). *Gamma-irradiated onions as a biological indicator of radiation dose*. Radiation Measurements, 33(5), 833–836. [https://doi.org/10.1016/S1350-4487\(01\)00246-3](https://doi.org/10.1016/S1350-4487(01)00246-3).
- World Health Organization (2011). *Cytogenetic dosimetry: applications in preparedness for and response to radiation emergencies*. Rapp. tecn. International Atomic Energy Agency.
- Xavier, M.N., Pantaleão, S.M., Scher, R., Ciolini, R., d'Errico, F., & Souza, S.O. (2021). *Allium cepa used as a dosimetry system in nuclear and radiological emergencies*. The European Physical Journal Plus, 136(6). <https://doi.org/10.1140/epjp/s13360-021-01674-8>.
- Xavier, M., Novaes, J., Silva, A., Alves, A., Santos, M., Pantaleão, S., Scher, R., d'Errico, F., & Souza, S. (2023). *Cytogenetic effects of β -particles in Allium cepa cells used as a biological indicator for radiation damages*. Journal of Environmental Radioactivity.
- Zölzer, F., Skalická, Z.F., Havránková, R., Hon, Z., Navrátil, L., Rosina, J., & Škopek, J. (2011). *Enhanced frequency of micronuclei in lymphocytes from current as opposed to former uranium miners*. Journal of Applied Biomedicine, 9(3), 151–156. <https://doi.org/10.2478/v10136-011-0002-7>.

Modulazione del differenziamento *in vitro* di cellule HL60 esposte a un basso fondo di radiazione ambientale ai LNGS. Il progetto DISCOVER22

Dini Valentina¹, Valentina Tirelli², Felicia Grasso³, Massimo Sanchez², Pasqualino Anello⁴, Francesco Berardinelli⁵, Federica Barbato⁵, Jessica Marinaccio⁵, Ricci Assunta⁵, Valeria Conte⁶, Anna Bianchi⁶, Stefania Canella⁶, Anna Selva⁶, Patrizia Morciano⁷, Leonardo Lonati⁸, Isabella Guardamagna⁸, Giorgio Baiocco⁸, Antonella Sgura⁵

¹*Centro Nazionale di Tecnologie Innovative in Sanità Pubblica, Istituto Superiore di Sanità e INFN, Sezione di Roma1*

²*Servizio Tecnico Scientifico Grandi Strumentazioni e Core Facilities, Istituto Superiore di Sanità e INFN, Sezione di Roma1*

³*Dipartimento Malattie Infettive, Istituto Superiore di Sanità e INFN, Sezione di Roma1*

⁴*Centro Nazionale Protezione dalle Radiazioni e INFN, Sezione di Roma1*

⁵*Dipartimento di Scienze, Università degli Studi Roma Tre e INFN, Sezione di Roma3*

⁶ *INFN Laboratori Nazionali di Legnaro, Padova*

⁷*Dipartimento di Medicina clinica, Università degli Studi dell'Aquila e INFN Laboratori Nazionali del Gran Sasso, Italia*

⁸*Dipartimento di Fisica, Università degli Studi di Pavia e INFN, sezione di Pavia, Italia*

valentina.dini@iss.it

Riassunto

In ambito radio-protezionistico, la stima del rischio di effetti dannosi per la salute umana dovuti a basse dosi/bassi ratei di dose di radiazioni ionizzanti è ottenuta estrapolando i dati da esposizioni a dosi medio-alte, usando il modello Linear No Threshold (LNT). Negli ultimi anni, però, la ricerca radiobiologica, per basse dosi e bassi ratei di dose, ha mostrato la presenza di risposte biologiche più complesse e non lineari, mettendo in discussione il modello LNT. In questo contesto, importanti sono stati gli studi condotti nei Deep Underground Laboratories che rappresentano i luoghi ideali in cui svolgere esperimenti a basse dosi in quanto il fondo naturale di radiazione è ridotto in seguito alla schermatura delle radiazioni cosmiche.

In questo lavoro vengono presentati i dati preliminari del progetto DISCOVER22, relativi alla capacità di cellule immature del sistema immunitario a differenziarsi, dopo essere state mantenute, per diversi tempi di adattamento, in un ambiente a ridotto fondo di radiazione, presso i Laboratori Nazionali del Gran Sasso dell'INFN. I primi risultati mostrano che tale riduzione può indurre meccanismi che influenzano la capacità di risposta al differenziamento.

INTRODUZIONE

Tutti gli organismi viventi, ivi compreso l'uomo, sono esposti, nel corso della propria vita, al Fondo Naturale di Radiazioni (*Natural Background Radiation - NBR*), che ha giocato un importante ruolo nell'evoluzione delle specie, favorendo ad esempio le mutazioni genetiche. Il NBR è dato dalla somma dei raggi cosmici, provenienti dallo spazio, che arrivano sulla terra e della radiazione terrestre che proviene principalmente da isotopi radioattivi di elementi naturali contenuti nella crosta terrestre (radio, uranio, torio, potassio, ecc.). Il NBR può variare molto da regione a regione, con una media mondiale del rateo di dose efficace assorbita dalla popolazione di 2,4 mSv/anno (UNSCEAR, 2008).

In ambito radio-protezionistico, la stima del rischio di effetti dannosi per la salute umana dovuti a basse dosi/bassi ratei di dose di radiazioni ionizzanti è ottenuta estrapolando i dati da esposizioni a dosi medio-alte e da studi condotti su persone sopravvissute alle bombe atomiche di Hiroshima e Nagasaki, usando il modello *Linear No Threshold (LNT)*. Negli ultimi anni, però, la ricerca radiobiologica, per dosi di radiazioni inferiori a 100 mSv e/o ratei di dose inferiori a 0.1 mSv/min, ha mostrato la presenza di risposte biologiche più complesse e non lineari, mettendo in discussione la validità del modello LNT. In particolare, il concetto che

l'effetto biologico delle radiazioni sia dovuto alla loro azione su un bersaglio cellulare definito è stato rivisto alla luce della presenza di effetti radio-indotti in cellule non direttamente colpite dalla radiazione (*non targeted effects*), per le basse dosi e bassi ratei di dose.

In questo contesto, importanti sono stati gli studi condotti nei *Deep Underground Laboratories* che rappresentano i luoghi ideali in cui svolgere esperimenti a basse dosi e bassi ratei di dose, in quanto il NBR è fortemente ridotto in seguito alla schermatura delle radiazioni cosmiche. Finora, la risposta biologica al di sotto del NBR (*Below Background Radiation* - BBR) è stata studiata in diversi sistemi cellulari più o meno complessi (dai protozoi alle cellule umane), analizzando diversi *endpoints*, e il messaggio generale che ne è emerso è che le radiazioni ambientali sono necessarie per innescare meccanismi che aumentano la capacità di far fronte alla risposta allo stress (Planel *et al.* 1987, Smith *et al.* 2011; Castillo *et al.* 2015, 2017, Satta *et al.* 1995, 2002; Fratini *et al.* 2015; Carbone *et al.* 2009; Morciano P, 2018; Van Voorhies WA, 2020; Pirkkanen J, 2020). Ciononostante, in letteratura, non sono presenti dati sulla modulazione delle risposte immunitarie su sistemi biologici mantenuti in tali condizioni. In questo contesto, i Laboratori Nazionali del Gran Sasso dell'INFN (LNGS) offrono le condizioni ideali per studiare come l'esposizione a BBR influenzi la risposta immunitaria innata e per chiarire i meccanismi sottostanti, essendo provvisti di un laboratorio *underground* e di un laboratorio esterno per colture cellulari. Nel laboratorio sotterraneo del LNGS il contributo dei raggi cosmici alla dose è trascurabile e, grazie alle rocce dolomitiche povere di torio e uranio, il flusso di neutroni è estremamente basso e ridotto di un fattore 10^3 e il rateo di dose dei muoni è trascurabile (inferiore al pGy/h) rispetto a 47 nSv/h misurato sulla superficie terrestre (Rindi A, 1988; Morciano P, 2018; Ampollini M, 2023). Il contributo principale alla dose è dato dal radon e dai raggi gamma. Un efficiente sistema di ventilazione dell'aria mantiene la concentrazione di radon bassa come in superficie (~ 20 Bq/m³), mentre il rateo di dose gamma è di circa 31 nSv/h in superficie e 27 nSv/h in *underground* (Ampollini M, 2023). In una settimana di esposizione, la dose gamma totale è di circa 4 μ Gy.

PROGETTO DISCOVER22

DISCOVER22 (*DNA Damage and Immune System Cooperation in Very Low Radiation Environment 2022*) è un progetto triennale iniziato nel 2023, finanziato dalla Commissione Scientifica Nazionale di gruppo 5 dell'INFN e svolto presso i LNGS. Il suo principale obiettivo è studiare se il BBR modula la risposta del sistema immunitario innato. È un progetto multidisciplinare basato su misure biologiche, microdosimetriche e su modelli biofisici, rendendo quindi necessaria la presenza di più competenze e la partecipazione di diversi gruppi di ricerca che collaborano strettamente a diversi livelli nelle tre aree di ricerca previste: radioimmunologia *in vitro*, radioimmunologia *in vivo* e microdosimetria e modelli biofisici.

In particolare, per valutare la modulazione del sistema immunitario innato in condizioni di BBR DISCOVER22 prevede:

1. Lo studio dell'attivazione del pathway cGAS/STING, in seguito al danno al DNA indotto da una dose acuta di raggi X, in cheratinociti umani (cellule HaCaT) cresciuti in presenza di BBR;
2. lo studio della capacità di cellule immunitarie immature di differenziare in cellule specializzate del sistema immunitario (macrofagi e neutrofili) e/o di mantenere le loro funzioni biologiche;
3. lo studio della modulazione specifica differenziale nell'espressione dei geni del sistema immunitario in un sistema *in vivo* rappresentato da *Drosophila melanogaster*, concentrandosi sui *pathways* analoghi a quelli riscontrati *in vitro*

Per ottimizzare le analisi dei dati radiobiologici, DISCOVER22 prevede inoltre la caratterizzazione microdosimetrica del campo di radiazione (Braby LA, 2023), attraverso l'uso di uno specifico rivelatore capace di monitorare in continuo sia la dose che l'energia lineale (una grandezza stocastica), acquisendo già in pochi giorni una statistica significativa. Inoltre vengono monitorati i principali parametri ambientali (concentrazione CO₂, temperatura, umidità e pressione barometrica). Infine, per migliorare la correlazione degli effetti biologici osservati negli studi di radioimmunologia *in vitro* con la caratterizzazione fisica dei due scenari di esposizione (NBR e BBR), nel progetto DISCOVER22 viene utilizzato un modello biofisico deterministico che descrive la progressione del ciclo cellulare dei cheratinociti umani, adattato per riprodurre

la perturbazione del ciclo cellulare per le cellule cresciute in condizioni NBR che BBR ed esposte successivamente alla dose acuta di raggi X, utilizzando i dati derivanti dall'analisi citofluorimetrica del ciclo cellulare a diversi tempi post irradiazione. Invece, per identificare i cambiamenti nella capacità di differenziamento delle cellule immunitarie immature cresciute in BBR, vengono utilizzate tecniche di analisi dei dati basate su algoritmi di apprendimento automatico e riduzione della dimensionalità dei dati, come l'analisi delle componenti principali (PCA) o t-SNE (*t-distributed Stochastic Neighbor Embedding*).

Di seguito vengono presentati i dati preliminari relativi allo studio *in vitro* della capacità di cellule immunitarie immature di differenziare in cellule specializzate del sistema immunitario (macrofagi e neutrofili) e/o di mantenere le loro funzioni biologiche (obiettivo 2. del progetto)

MATERIALI E METODI

CELLULE HL60 E DIFFERENZIAMENTO *IN VITRO*

Le cellule HL60 attivamente proliferanti (HL60/AP) crescono in sospensione in terreno di coltura RPMI 1640 (Euroclone) con l'aggiunta di 100 units/mL penicillina e 100 µg/mL streptomina, 2 mM L-glutammina e 10% di Siero Fetale Bovino (FBS), seminate di routine ad una concentrazione di 1×10^5 cell/mL e mantenute in incubatore a 37°C con il 5% CO₂ e 90% di umidità. Per gli esperimenti descritti in questo lavoro, le HL60/AP sono state scongelate e seminate all'Istituto Superiore di Sanità (ISS) e, dopo circa una settimana, portate ai LNGS, cresciute in parallelo nel laboratorio esterno (laboratorio *Reference*) e nel laboratorio collocato in galleria (laboratorio *Underground*) per 15-30-60 giorni (tempo di adattamento), e mantenute in coltura mediante due passaggi a settimana. Al termine di ciascun tempo di adattamento, le cellule sono state trasportate all'ISS, dove una parte è stata indotta al differenziamento *in vitro* in macrophage-like cells (M) e neutrophil-like cells (N), mentre un'altra parte è stata mantenuta nelle condizioni ottimali di crescita (HL60/AP) e usata come controllo di riferimento.

Brevemente, per il differenziamento in M, le HL60/AP sono state centrifugate e il pellet risospeso in terreno completo con 5% di FBS a cui è stato aggiunto *12-O-tetradecanoyl-phorbol-13-acetate* (TPA) ad una concentrazione finale di 10 µM. Per il differenziamento in N, le HL60/AP sono state seminate in terreno completo con 10% di FBS a cui è stato aggiunto il *dimethylsulfoxide* (DMSO) alla concentrazione finale di 1,25% (v/v). Le colture cellulari sono state fatte crescere in incubatore a 37°C, 5% CO₂ e 90% di umidità per 24h, 48h, 72h, 96h. La concentrazione di semina iniziale è riportata in tab 1.

Tabella 1: Concentrazioni di semina utilizzate per il mantenimento delle HL60 (AP) e per il differenziamento (M e N), in funzione del *timing*.

	24 h	48 h	72 h	96 h
HL60/AP	2×10^5 cell/ml	1×10^5 cell/ml	5×10^4 cell/ml	3×10^4 cell/ml
Macrophage-like cells	2×10^5 cell/ml	2×10^5 cell/ml	2×10^5 cell/ml	2×10^5 cell/ml
Neutrophil-like cells	1×10^5 cell/ml	1×10^5 cell/m	1×10^5 cell/ml	1×10^5 cell/ml

ESPRESSIONE DEI *CLUSTER OF DIFFERENTATIONS* (CDs)

Al termine di ciascun tempo di differenziamento, le HL60/AP e le cellule differenziate sono state marcate con opportuni anticorpi monoclonali (mAbs) coniugati con fluoresceina isotiocianato (FITC) o ficoeritrina (PE) e diretti verso specifici *markers* di superficie (*cluster of differentiations* – CDs), al fine di eseguire studi di immunofenotipizzazione mediante citofluorimetria a flusso. I CDs utilizzati sono riportati in Tabella 2.

Le cellule sono centrifugate e lavate con PBS. Aliquote di 5×10^5 cellule sono incubate per 30' a +4°C al buio con gli anticorpi indicati nella Tabella 2. Al termine dell'incubazione, le cellule sono lavate con PBS a +4°C e risospese in PBS e 0,1% di Sytox Blue (colorante vitale per

l'esclusione delle cellule morte) e analizzate al citofluorimetro CytoFLEX LX U3-V5-B3-Y3-R0-I0 (Backman Coulter).

Tabella 2 -Tipologia degli anticorpi monoclonali utilizzati

CDs - FITC	CDs - PE
Anti-Human CD13	Anti-Human CD9
Anti-Human CD14	Anti-Human CD11c
Anti-Human CD33	Anti-Human CD95

ANALISI DEI DATI

Gli istogrammi di citofluorimetria, relativi all'espressione dei CDs nelle HL60/AP e nelle cellule differenziate, sono stati ottenuti con il *software* CytoExpert (Backman Coulter). L'analisi è stata condotta prendendo in considerazione, come parametro per ciascun CD studiato, la media dell'intensità di fluorescenza ottenuta dal profilo di citofluorimetria, normalizzata al proprio controllo (cioè alla media per cellule non marcate con i CD). I dati riportati nei grafici sono la media dei valori normalizzati di 2-4 esperimenti indipendenti \pm l'errore standard della media (*Standard Error of the Mean* - SEM). Il test *one-way* Anova è stato eseguito con il *software* GraphPad Prism versione 5 e usato per analizzare le differenze statistiche, considerate significative per $p \leq 0.05$.

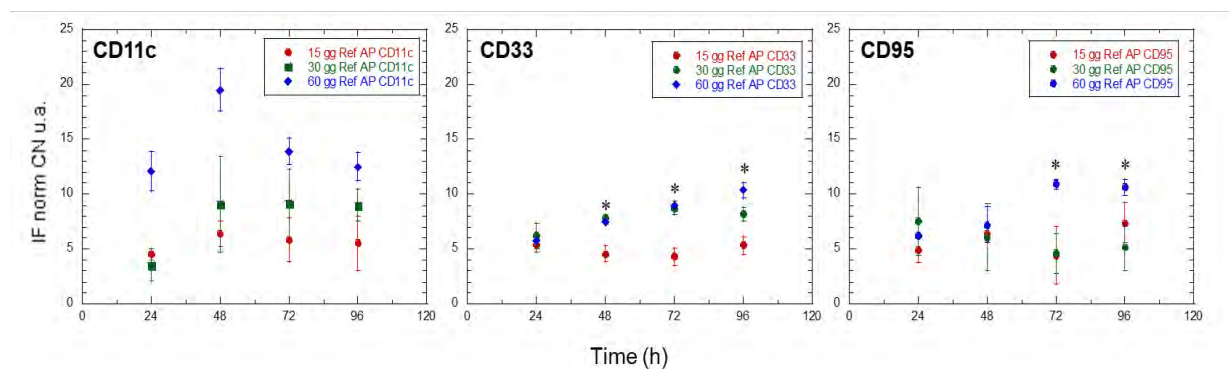
RISULTATI E DISCUSSIONE

SCELTA DEL TEMPO DI ADATTAMENTO OTTIMALE

La prima serie di esperimenti è stata dedicata a scegliere il tempo di adattamento ottimale in cui eseguire le successive misure e analisi per valutare la modulazione del differenziamento *in vitro* delle cellule HL60/AP in seguito all'esposizione al BBR. A tal fine, nelle cellule HL60/AP cresciute ai LNGS nel laboratorio esterno (AP Ref) e che rappresentano il sistema di controllo, sia per il differenziamento che per lo scenario di esposizione alle RI, è stata analizzata l'espressione del CD11c, CD33 e CD95, rappresentativi rispettivamente del differenziamento dei macrofagi, delle cellule appartenenti alla linea mieloide e della morte cellulare per apoptosi.

In fig. 1 sono riportati i dati dell'analisi eseguita per i tre tempi di adattamento (15, 30, 60) in funzione del *timing* 24h, 48h, 72h, 96h.

Figura 1 – Espressione dei CDs in HL60/AP cresciute ai LNGS, nel laboratorio esterno



Analisi per i tre tempi di adattamento (15, 30, 60 giorni) dell'espressione del CD11c, CD33 e CD95 in HL60/AP esposte al NBR (Ref AP). I dati sono la media dell'intensità di fluorescenza normalizzata di

2-4 esperimenti indipendenti. La barra di errore rappresenta il SEM. Il test one-way Anova: differenze statistiche considerate significative per $p \leq 0.05$ (*).

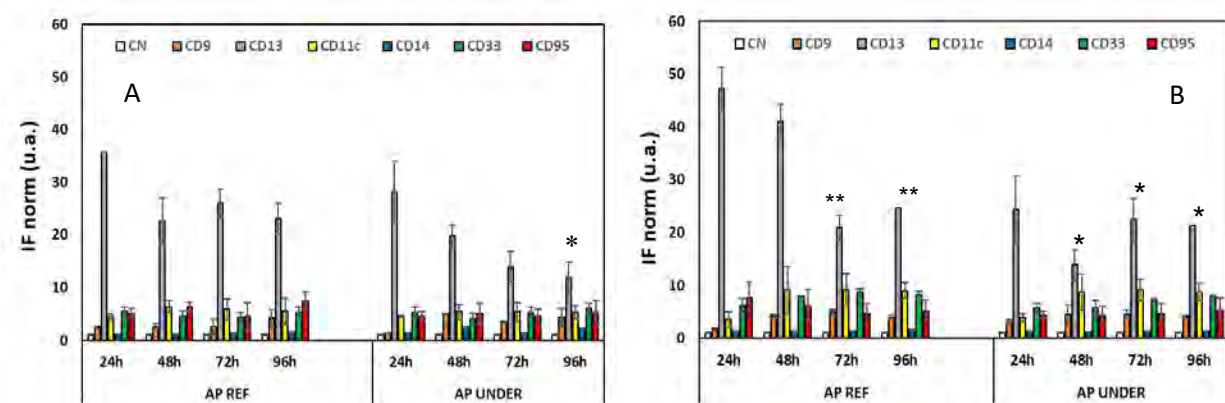
Dalla fig. 1 si osserva in generale un aumento dell'espressione del CD11c, CD33 e CD95 all'aumentare del tempo di adattamento. Considerando il significato biologico di questi CDs, tale aumento si traduce in un aumento di morte cellulare per apoptosi (CD95) e in un aumento della percentuale di HL60/AP che in coltura normalmente tendono ad auto-differenziarsi (CD33 e CD11c), come riportato da dati di letteratura (Foa P, 1982). Nel complesso, i dati indicano che il tempo di adattamento di 60 giorni sia un tempo di coltura eccessivamente lungo, in quanto si osserva una sofferenza cellulare e un maggior differenziamento spontaneo delle HL60/AP, creando quindi dei *bias* nella valutazione della modulazione dell'espressione dei CDs indotta dal BBR. Di conseguenza, i 60 giorni sono stati scartati e i dati successivi sono ottenuti dalle colture cellulari cresciute in parallelo ai LNGS per 15 e 30 giorni.

ANALISI DELL'ESPRESSIONE DEI CD_s NELLE HL60/AP CRESCIUTE AI LNGS

La fig. 2 mostra l'intensità di fluorescenza normalizzata dei CDs nelle cellule HL60/AP. Nel complesso, non si osservano differenze significative nell'espressione dei CDs analizzati tra AP Ref e AP Under. In entrambe le condizioni, il CD14 sembra essere il meno espresso, il CD 9, il CD11c, il CD33 e il CD95 sembrano essere mediamente espressi. Il CD13 mostra la più alta espressione, con un andamento che sembra decrescere in funzione del *timing*: nelle HL60/AP Under dopo 15 giorni e nelle HL60/AP Ref dopo 30 giorni. Da ciò si può concludere che sia 15 che 30 giorni di crescita delle HL60/AP in condizioni di BBR non incidono in modo significativo sull'espressione dei CDs studiati, fatta eccezione per il CD13. Esso è espresso dalle cellule della linea mieloide in quanto modula lo sviluppo del sistema immunitario ed è implicato nel differenziamento da monociti a macrofagi *in vivo* e nell'attivazione dei macrofagi. La sua espressione tende quindi ad aumentare nelle cellule differenziate rispetto alle cellule immature (Trayner, 1998).

L'andamento del CD13 (decrescente nella condizione AP Under dopo 15 giorni e AP ref dopo 30 giorni), potrebbe sottendere una modificazione a livello molecolare, che determina una minore espressione del CD13 e che potrebbe a sua volta riflettersi in una minore capacità di differenziamento *in vitro* oppure, nelle cellule differenziate, in una funzione biologica alterata.

Figura 2 – Espressione dei CDs in HL60/AP

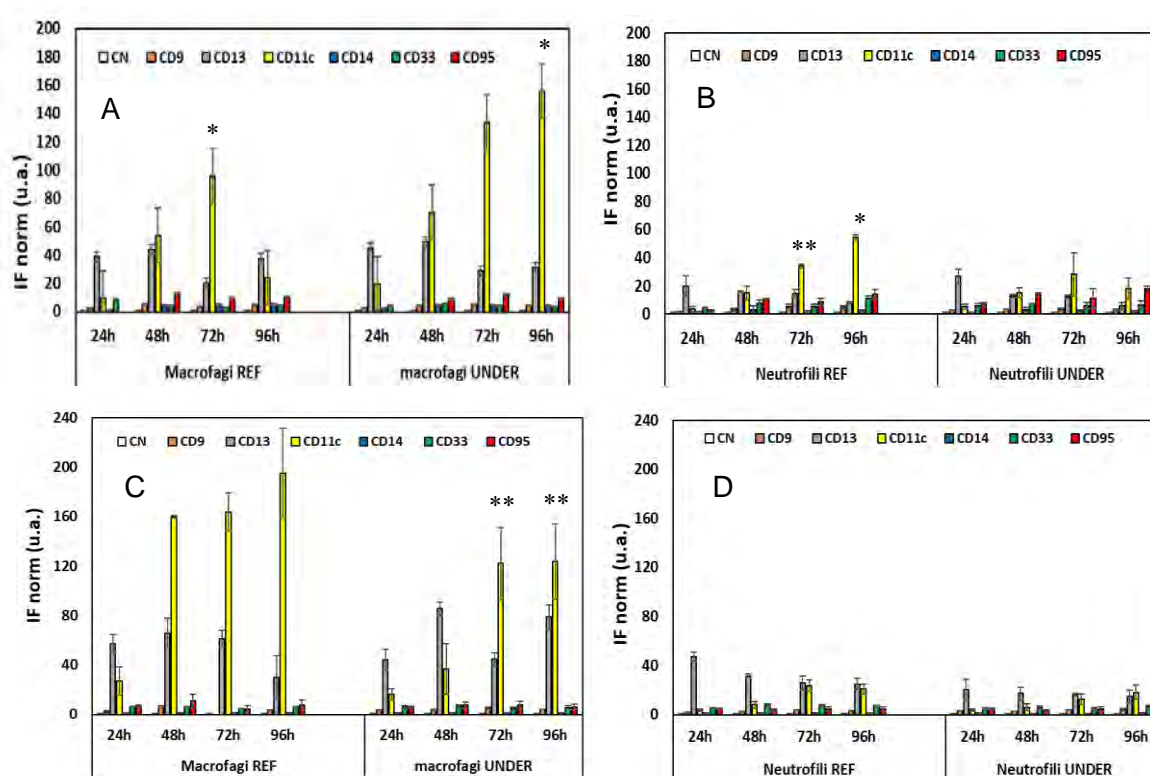


Intensità di fluorescenza normalizzata dei CDs in cellule HL60/AP esposte al NBR (AP Ref) e al BBR (AP Under) per 15 giorni (A) e per 30 giorni (B). I dati sono la media dell'intensità di fluorescenza normalizzata di 2-4 esperimenti indipendenti. La barra di errore rappresenta il SEM. Le differenze statistiche sono considerate significative per $p \leq 0.05$ (*), $p \leq 0.005$ (**), usando il test one-way Anova.

ANALISI DELL'ESPRESSIONE DEI CD_s NELLE CELLULE HL60 DIFFERENZIATE IN VITRO

Nella fig. 3 sono riportati i dati ottenuti tramite analisi di citofluorimetria nei M e nei N.

Figura 3 – Espressione dei CDs nelle HL60 differenziate



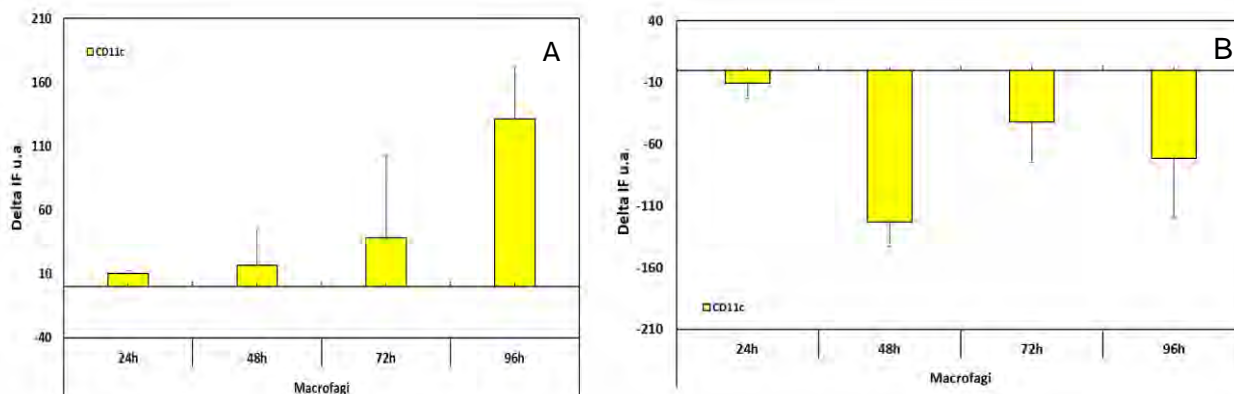
Espressione dei CDs misurata nei M (pannello A,C) e nei N (pannello B,D) derivati dal differenziamento *in vitro* di cellule HL60 esposte per 15 giorni (A,B) e per 30 giorni (C,D) al NBR (Ref) e al BBR (Under) ai LNGS. I dati sono la media dell'intensità di fluorescenza normalizzata di 2-4 esperimenti indipendenti. La barra di errore rappresenta il SEM. Le differenze statistiche sono considerate significative per $p \leq 0.05$ (*), $p \leq 0.005$ (**), usando il test one-way Anova.

Sia dopo 15 che dopo 30 giorni di crescita e per entrambe le condizioni di esposizione (NBR e BBR), nelle popolazioni differenziate (M e N) i CDs maggiormente espressi sono il CD11c e il CD13. Il CD13 sembra presentare un'espressione simile nelle due condizioni di esposizione sia dopo 15 giorni che dopo 30 giorni di adattamento, con una maggiore espressione nei M rispetto ai N. Il CD11c presenta un andamento che tende ad aumentare in funzione del *timing*, sia nei M che nei N, con un'intensità molto più marcata nei M. In particolare, nei M si osserva una maggiore espressione del CD11c nella condizione *Under* dopo 15 giorni e nella condizione Ref dopo 30 giorni.

Per evidenziare maggiormente nei M le differenze nell'espressione del CD11c tra la condizione NBR e quella BBR in funzione del tempo di adattamento (15-30 giorni), è stato calcolato il parametro Delta, definito come la differenza tra il valore di intensità di fluorescenza misurato nella condizione Under e quello misurato nella condizione Ref. (fig. 4)

Dalla figura 4 si può osservare una netta inversione del Delta che da positivo a 15 giorni diventa negativo a 30 giorni, per tutti i tempi di differenziamento studiati. Un'ipotesi può essere che la crescita delle HL60/AP nella condizione di esposizione BBR, sebbene non determini alcuna modifica significativa nell'espressione dei CDs rispetto alle cellule Ref (figura 2), viene percepita, dopo 15 giorni, come situazione anomala potenzialmente pericolosa. Per tale motivo, quando le HL60/AP Under vengono indotte al differenziamento *in vitro* e quindi obbligate a seguire uno specifico *pathway*, il differenziamento in M è più intenso in termini di espressione del CD11c. Ulteriori 15 giorni di crescita nella condizione di esposizione BBR (per un totale di 30 giorni), determinano invece una forma di adattamento delle cellule HL60/AP Under, le quali non percependo più come pericolo la diminuzione del fondo naturale di radiazioni, tendono a tornare a uno stato di normale reattività che potrebbe tradursi in un apparente minor grado di differenziamento qualora venissero indotte a seguire tale *pathway*.

Figura 4 – Delta dell'intensità di fluorescenza nelle HL60 differenziate in macrofagi



Delta dell'intensità di fluorescenza calcolato per il CD11c nei M dopo 15 giorni (A) e dopo 30 giorni (B). Il Delta (Δ) è calcolato come $IF_{CD\ under} - IF_{CD\ Ref}$. $\Delta > 0$ indica una sovra-espressione nella condizione BBR, $\Delta < 0$ una sotto-espressione nella condizione BBR, $\Delta = 0$ nessuna modulazione di espressione tra BBR e NBR. La barra di errore rappresenta la propagazione dell'errore.

È plausibile, inoltre, ipotizzare che vi sia un effetto soglia, ossia un limite temporale di esposizione a un BBR, superato il quale le HL60/AP sono meno responsive al differenziamento *in vitro*.

CONCLUSIONI

Lo studio presentato si inserisce nell'ambito degli esperimenti di radiobiologia *underground* svolti presso i LNGS e, per la prima volta, si pone come obiettivo quello di valutare se un BBR influenza la capacità di cellule immunitarie immature di differenziarsi in cellule specializzate del sistema immunitario.

Dai risultati mostrati si può concludere che, tra 15-30-60 giorni come tempo di adattamento all'ambiente di radiazione, la condizione dei 60 giorni non è ottimale, in quanto in un tempo così lungo una maggior percentuale di cellule HL60/AP si auto-differenzia e/o muore per apoptosi. Dai dati preliminari dell'analisi dell'espressione dei CDs, eseguita nelle cellule HL60/AP, dopo 15 e 30 giorni di adattamento non si è osservata alcuna differenza significativa tra la condizione di BBR e NBR, fatta eccezione per il CD13, risultato che però necessita di ulteriori approfondimenti. Nelle cellule differenziate, invece, sembra esserci una modulazione nei M indotta dalla condizione BBR. In particolare, ciò è evidente per il CD11c, la cui espressione risulta maggiore nella condizione BBR dopo 15 giorni di adattamento, per poi tendere a diminuire dopo 30 giorni. La diversa espressione potrebbe indicare la presenza di una soglia temporale, superata la quale le HL60/AP diventano meno responsive al differenziamento *in vitro*. Allo scopo di confermare o confutare tale ipotesi e avere un quadro più esaustivo, nei prossimi mesi verranno eseguiti test sull'attività funzionale (fagocitosi) delle cellule HL60/AP differenziate *in vitro* e l'analisi verrà estesa anche al differenziamento e all'attività funzionale dei neutrofili.

Il progetto DISCOVER22 (2023-2025) è finanziato dalla Commissione Scientifica Nazionale di gruppo 5 (CSN5) dell'INFN.

Bibliografia

Ampollini M, Anello P, Balata M, Bortolin E, Chiarelli F, Chiti D, Chiti M, De Angelis C, D'Imperio G, Donghia R, Esposito G, Ferella F, Galante A, Laubenstein M, Morciano P, Nisi S, Nuccetelli C, Quattrini MC, Tabocchini MA and Tomei C. *Sub-background radiation exposure at the LNGS underground laboratory: dosimetric characterization of the external and underground facilities*. Front. Phys. 2023, 11:1274110.

Braby LA, Conte V, Dingfelder M, Goodhead DT, Pinsky LS, Rosenfeld AB, Sato T, Waker AJ, Guatelli S, Magrin G, Menzel HG, Brandan ME and Olko P. *Stochastic Nature of Radiation Interactions: Microdosimetry*. Journal of the ICRU. ICRU Report 98 2023, 23(1):1-168.

Carbone MC, Pinto M, Antonelli F, Amicarelli F, Balata M, Belli M, Conti Devirgiliis L, Ioannucci L, Nisi S, Sapora O, Satta L, Simone G, Sorrentino E, Tabocchini MA. *The Cosmic Silence experiment: on the putative adaptive role of environmental ionizing radiation*. Radiat. Environ. Biophys. 2009; 48(2): 189-196

Castillo H and Smith GB. *Below-Background Ionizing Radiation as an Environmental Cue for Bacteria*. Frontiers in Microbiology. 2017, Feb 8: 177

Castillo H, Schoderbek D, Dulal S, Escobar G, Wood J, Nelson R, Smith G. *Stress induction in the bacteria Shewanella oneidensis and Deinococcus radiodurans in response to below-background ionizing radiation*. Int. J. Radiat. Biol. 2015; 91(9): 749-756

Foa P, Maiolo AT, Lombardi L, Toivonen H, Rytömaa T, Polli EE. *Growth pattern of the human promyelocytic leukaemia cell line HL60*. Cell Tissue Kinet. 1982 Jul;15(4):399-404.

Fratini E, Carbone C, Capece D, Esposito G, Simone G, Tabocchini MA, Tomasi M, Belli M and Satta L. *Low-radiation environment affects the development of protection mechanisms in V79 cells*. Radiat. Environ. Biophys. 2015; 54(2): 183-194

Loose RW, Vano E, Mildenerger P, Tsapaki V, Caramella D, Sjöberg J, Paulo G, Torresin A, Schindera S, Frija G, Damilakis J; European Society of Radiology (ESR). *Radiation dose management systems-requirements and recommendations for users from the ESR EuroSafe Imaging initiative*. Eur Radiol. 2021 Apr;31(4):2106-2114

Morciano P, Cipressa F, Porrizzo A, Esposito G, Tabocchini MA, Cenci G. *Fruit flies provide new insights in low radiation background biology at the INFN underground Gran Sasso National Laboratory (LNGS)*. Radiat. Res. 2018; 190:217-225.

Morciano P, Iorio R, Iovino D, Cipressa F, Esposito G, Porrizzo A, Satta L, Alesse E, Tabocchini MA, Cenci G. *Effects of reduced natural background radiation on Drosophila melanogaster growth and development as revealed by the FLYINGLOW program*. J Cel Physiol. 2018 Jan; 233 (1):23–29.

Pirkkanen J, Zarnke AM, Laframboise T, Lees SJ, Tai TC, Boreham DR, and Thome CA. *Research environment 2 km deep-underground impacts embryonic development in Lake Whitefish (Coregonus clupeaformis)*. Frontiers in Earth Science 2020; 8, 327.

Planel H, Soleilhavoup JP, Tixador R, Richoilley G, Conter A, Croute F, Caratero C, Gaubin Y. *Influence on cell proliferation of background radiation or exposure to very low, chronic gamma radiation*. Health Phys. 1987; 52: 571-578

Rindi A, Celani F, Lindozzi M, Miozzi S. *Underground neutron flux measurement*. Nucl. Instr. And Meth. 1988; 272:871–874.

Satta L, Antonelli F, Belli M, Sapora O, Simone G, Sorrentino E, Tabocchini MA, Amicarelli F, Ara C, Cerù MP, Colafarina S, Conti Devirgiliis L, De Marco A, Balata M, Falgiani A, Nisi S. *Influence of a low background radiation environment on biochemical and biological responses in V79 cells*. Radiat. Environ. Biophys. 2002; 41(3): 217-224

Satta L, Augusti-Tocco G, Ceccarelli R, Esposito A, Fiore M, Paggi P, Poggesi I, Ricordy R, Scarsella G, Cundari E. *Low environmental radiation background impairs biological defence of the yeast Saccharomyces cerevisiae to chemical radiomimetic agents*. Mutat. Res. 1995; 347(3-4): 129-133

Smith GB, Grof Y, Navarrette A, Guilmette RA. *Exploring biological effects of low level radiation from the other side of background*. Health Phys 2011; 100(3): 263-265



Convegno Nazionale Airp
Lucca, 25 - 27 settembre 2024

Trayner ID, Bustorff T, Etches AE, Mufti GJ, Foss Y, Farzaneh F. *Changes in antigen expression on differentiating HL60 cells treated with dimethylsulphoxide, all-trans retinoic acid, alpha1,25-dihydroxyvitamin D3 or 12-O-tetradecanoyl phorbol-13-acetate.* Leuk Res. 1998 Jun;22(6):537-47.

UNSCEAR 2008 Report: Sources and Effects of Ionizing Radiation: United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation - Volume I. United Nations publication, 2010.

Van Voorhies WA, Castillo HA, Smith GB, Thawng CN and Smith GB *The phenotypic and transcriptomic response of the caenorhabditis elegans nematode to background and below-background radiation levels.* Front Public Health 2020; 8:1–12.

Valutazione della dose al cristallino per procedure interventistiche in uno studio multicentrico

M. Quattrocchi¹, S. Busoni², M. Bruzzi³, S. Giomi⁴, C. Poggiali⁴, M. Betti⁵, S. Di Biaso⁶, D. D'Urso⁶, L. Fedeli⁵, L.N. Mazzoni⁵, M.A. Gilio¹, M. Paolucci⁷, F. Rossi², A. Taddeucci², G. Belli², C. Gasperi⁴, M.A. D'Avanzo⁸, F. Campanella⁸

Nome dell'autore¹, Nome dell'autore², il nome di chi presenta il lavoro va sottolineato

¹AUSL Toscana Nord Ovest, Via Lippi Francesconi, Lucca;

²AUO Careggi, Largo Brambilla 3, Firenze;

³Dipartimento di Fisica e Astronomia Università Firenze, Via Sansone, 1, Sesto Fiorentino;

⁴AUSL Toscana Sud Est, Via Piero Calamandrei, 173, Arezzo;

⁵AUSL Toscana Centro, Piazza Santa Maria Nuova, 1, Firenze;

⁶AUSL2 Marca Trevigiana, Via Sant'Ambrogio di Fiera, 37, Treviso;

⁷AUSL Umbria2, Viale Bramante, 37, Terni;

⁸INAIL P.le Pastore, 6, Roma

mariagrazia.quattrocchi@uslnordovest.toscana.it

Riassunto

Nell'ambito del progetto di ricerca Bric Inail 2020-2022 (Id 45) "Studio multicentrico dell'esposizione a radiazioni ionizzanti del cristallino degli operatori sanitari nelle sale operatorie", è stata valutata la dose al cristallino per il personale impegnato in procedure interventistiche di cardiologia e di neuroradiologia in diversi centri, così da tenere in considerazione le differenze operative locali. Lo scopo di questo studio è di correlare il valore della dose al cristallino misurata in termini di $H_p(3)$ con apposito dosimetro posto in prossimità del cristallino e la dose efficace al corpo intero misurata in termini di $H_p(10)$ con dosimetro posizionato al torace al di sopra del camice piombato. La misura di $H_p(10)$ e $H_p(3)$ è stata effettuata con dosimetri TLD, forniti dal servizio di dosimetria di AOU Careggi. Il rapporto $H_p(3)/H_p(10)$ presenta una grande variabilità tra le procedure, variando nel range 0.13 – 2.35 (media 0.93, mediana 0.63, cv 0.86). Tale andamento è associato alla variabilità della posizione del tubo a raggi X e del chirurgo rispetto alla sorgente di radiazione diffusa, ma soprattutto alla posizione relativa dei dosimetri. Il dosimetro al cristallino è posizionato sempre dal lato maggiormente esposto. Il dosimetro all'esterno del camice piombato è posizionato in corrispondenza della tasca, che può essere omolaterale o controlaterale al dosimetro al cristallino. Nel caso omolaterale, il rapporto $H_p(3)/H_p(10)$ varia nel range 0.13 – 0.68 (media 0.37, mediana 0.40, cv 0.52). Nel caso controlaterale, il rapporto $H_p(3)/H_p(10)$ varia nel range 0.22 – 2.35 (media 1.17, mediana 0.92, cv 0.73). Al fine di garantire la miglior stima della dose al cristallino è necessario fornire all'operatore un dosimetro personale dedicato, che risponda in termini di $H_p(3)$, posizionato il più vicino possibile al cristallino, quindi in corrispondenza della tempia sul lato più esposto alla sorgente di radiazioni. In caso di monitoraggio indiretto, si ottiene una stima della dose al cristallino più accurata con il dosimetro al torace posizionato omolateralmente rispetto all'occhio maggiormente esposto.

INTRODUZIONE

Da studi condotti sulla radiosensibilità del cristallino, è stato evidenziato che l'opacizzazione si verifica a esposizioni significativamente inferiori a 2 Gy (Medvedovsky, 2007) (Shore, 2010). Tra i cardiologi e il personale sanitario che esegue procedure chirurgico-interventistiche è stata rilevata un'elevata incidenza di opacità del cristallino associabile all'esposizione alle radiazioni occupazionali (Ciraj-Bjelac, 2010) (Vano, 2010).

La Commissione Internazionale per la Protezione Radiologica (ICRP, 2012) ha indicato la soglia di 0,5 Gy per la cataratta. Per l'esposizione professionale, l'AIEA TECDOC n. 1731 (IAEA, 2013) raccomanda un limite di dose equivalente per il cristallino di 20 mSv in un anno, calcolato in media su un periodo di 5 anni, con dose equivalente massima di 50 mSv in un singolo anno.

La direttiva Euratom 59/2013 (Euratom, 2013) stabilisce che tale limite di dose deve essere introdotto nella legislazione nazionale: nel caso dell'Italia, va a sostituire il precedente limite di dose equivalente annuale per il cristallino di 150 mSv. È, quindi, necessario individuare e mettere a punto misure e procedure di protezione che prima non erano cogenti.

Il metodo più accurato per monitorare la dose al cristallino è misurare l'equivalente di dose personale $H_p(3)$ con un dosimetro indossato il più vicino possibile all'occhio (Vanhavere, 2011), (Ciraj-Bjelac, 2016). In alternativa, un dosimetro indossato sul collare paratiroide o all'esterno del grembiule di piombo al livello dell'emitorace potrebbe fornire le informazioni per stimare la dose al cristallino (Meijer, 2022). Tuttavia, quando si indossa un dosimetro in corrispondenza del torace o della tiroide, è necessario utilizzare un fattore di conversione per valutare la dose al cristallino (IAEA, 2013), (Gracia-Ochoa, 2020). Allo stesso tempo, fare affidamento su un fattore di conversione generalizzato, comune a tutte le procedure interventistiche, è sconsigliato quando si prevede che i lavoratori ricevano dosi annuali vicine al limite (Morcillo, 2021), poiché è importante ridurre l'incertezza nella stima della dose al cristallino.

Nell'ambito del progetto di ricerca Bric Inail 2020-2022 (Id 45) "Studio multicentrico dell'esposizione a radiazioni ionizzanti del cristallino degli operatori sanitari nelle sale operatorie", è stata valutata la dose del cristallino per le figure professionali più esposte presenti nell'equipe chirurgica per otto tipi di procedure selezionate di neuroradiologia interventistica, elettrofisiologia, cardiologia interventistica e radiologia interventistica. Le misure sono state effettuate presso sette Aziende Sanitarie e Aziende Ospedaliere-Universitarie partner del progetto.

MATERIALI E METODI

Obiettivo generale del progetto è stato stabilire, con il dovuto intervallo di confidenza, la dose al cristallino attesa per ogni figura professionale presente in sala operatoria e per alcune delle procedure interventistiche con più elevata dose, tramite misure multicentriche. Le misure della dose al cristallino sono state eseguite in condizione clinica per otto procedure interventistiche potenzialmente ad alta dose:

- Trattamento endovascolare con protesi endoprotesi (EVAR) e endoprotesi fenestrate (FEVAR);
- Procedure di neuroradiologia interventistica per studi diagnostici, trattamenti di malformazioni arterio-venose (MAV) e embolizzazione di aneurisma;
- Procedure di elettrofisiologia per impianto di pacemaker (PM) e cardio-defibrillatore impiantabile (PM-ICD);
- Procedure di angiografia e di angioplastica coronarica per cardiologia interventistica.

Ad ogni operatore monitorato, sono stati consegnati i seguenti dosimetri a termoluminescenza, gestiti dal Servizio di Dosimetria dell'Unità di Fisica Medica dell'AOU Careggi (Azienda Ospedaliera Universitaria di Firenze, Italia), accreditato ISO EN 17025: un dosimetro a badge da indossare sopra al camice piombato all'emitorace, che risponde in termini di $H_p(10)$, uno da indossare centralmente sopra al collare paratiroide, che risponde anch'esso in termini di $H_p(10)$, ed uno da indossare in prossimità dell'occhio più vicino alla sorgente di radiazione, fuori da eventuali occhiali o visiere schermanti, che risponde in termini di $H_p(3)$. La dose al cristallino è stata misurata da singoli dosimetri termoluminescenti Ext-Rad (TLD), forniti da Harshaw Thermofisher. Il materiale TL è LiF 100 (LiF Mg, Ti). La lettura del dosimetro è stata effettuata con un lettore automatico Harshaw TLD modello 6600plus Thermo Scientific. Le piccole dimensioni di questo dosimetro hanno consentito di indossarlo vicino all'occhio del chirurgo, ma non è stata possibile eseguire alcuna correzione energetica. La soglia di rivelazione è di circa 140 μ Sv. L'incertezza associata alle misure di dose (calibrazione, lettore, risposta del rivelatore, sottrazione di fondo, ecc.) è di circa il 20%. La principale fonte di incertezza è la dipendenza energetica e angolare della risposta del TLD e delle fluttuazioni di fondo quando le dosi sono prossime al limite di rivelazione.

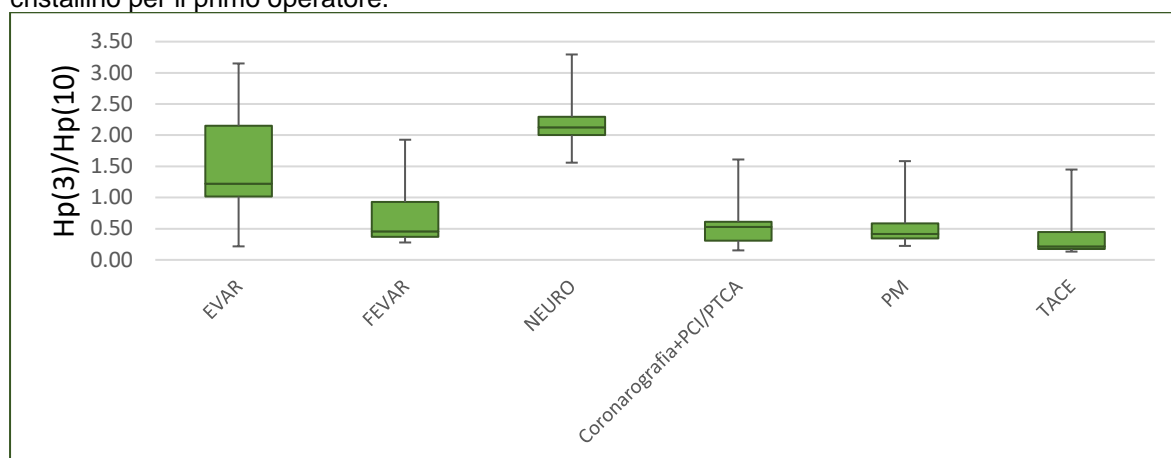
I dosimetri per cristallino sono stati posizionati sulla cuffia con molletta a livello del sopracciglio dell'occhio più esposto. Per poter correlare il valore di esposizione del cristallino a quello misurato esternamente al camice piombato posizionato in corrispondenza

dell'emitorace o della tiroide sono necessari studi di monitoraggio effettuati su vasta scala, e molti sono presenti in letteratura. Tuttavia per raggiungere dei livelli di esposizione misurabili con accuratezza sufficiente, e che superino il limite di rilevabilità del dosimetro (generalmente di alcune decine di μGy) è necessario monitorare la stessa tipologia di operatore con lo stesso dosimetro per periodi abbastanza lunghi, tipicamente da alcune settimane fino ad alcuni mesi. In pratica, si fornisce al lavoratore il set di dosimetri e lo si ritira dopo un periodo di tempo prestabilito.

RISULTATI

Per il primo operatore delle procedure monitorate è stato valutato il rapporto tra la il valore di dose misurato al cristallino in termini di $H_p(3)$ e quello della dose misurato a livello dell'emitorace o della tiroide in termini di $H_p(10)$. Nella fig. 1 sono presentati i valori del rapporto $H_p(3)/H_p(10)$ nel caso di dosimetro all'emitorace per le procedure monitorate nei diversi centri coinvolti nello studio. Il rapporto $H_p(3)/H_p(10)$ presenta una grande variabilità tra le procedure, variando nel range 0.13 – 2.35 (media 0.93, mediana 0.63, cv 0.86). Tale andamento è associato alla variabilità della posizione del tubo a raggi X e del chirurgo rispetto alla sorgente di radiazione diffusa, ma soprattutto alla posizione relativa dei dosimetri. Il dosimetro al cristallino è posizionato sempre dal lato maggiormente esposto. Il dosimetro all'esterno del camice piombato è posizionato in corrispondenza della tasca, che può essere omolaterale o controlaterale al dosimetro al cristallino. Nelle procedure di neuroradiologia, il dosimetro all'esterno del camice piombato è in posizione controlaterale al dosimetro al cristallino. Al contrario, nel caso di procedure TACE, il dosimetro all'esterno del camice piombato è in posizione omolaterale al dosimetro al cristallino.

Fig. 1: Fattore di conversione da $H_p(10)$ misurata con dosimetro posto a livello del torace alla dose al cristallino per il primo operatore.



Andando a valutare il rapporto $H_p(3)/H_p(10)$ raggruppando tutte le procedure nelle quali il posizionamento dei dosimetri è omolaterale, questo varia nel range 0.13 – 0.68 (media 0.37, mediana 0.40, cv 0.52). Nel caso controlaterale, invece, il rapporto $H_p(3)/H_p(10)$ varia nel range 0.22 – 2.35 (media 1.17, mediana 0.92, cv 0.73).

Nel caso di dosimetro posizionato al livello della tiroide, il rapporto $H_p(3)/H_p(10)$ varia nel range 0.14 – 3.93 (media 1.01, mediana 0.71, cv 0.82).

Nella tabella 1 sono riportati i valori del rapporto $H_p(3)/H_p(10)$ per il secondo operatore come media su tutte le procedure monitorate, per il dosimetro posizionato a livello dell'emitorace e della tiroide.

Tabella 1: Fattore di conversione da $H_p(10)$ misurata con apposito dosimetro alla dose al cristallino per il secondo operatore.

	Media	Mediana	Min	Max	CV
Torace	1.48	1.31	0.09	3.67	0.68
Tiroide	1.09	1.14	0.20	2.10	0.46

DISCUSSIONE

Lo studio ha coinvolto diversi centri in modo da tenere in considerazione le differenze operative locali. Pertanto i valori di dose al cristallino ottenuti per le diverse procedure interventistiche potrebbero rappresentare un valore di riferimento nazionale, che manca in letteratura. I valori della dose al cristallino misurati in questo studio sono comparabili con gli intervalli di dose riportati in letteratura, ottenuti utilizzando diversi dispositivi di protezione collettiva e individuale e fornendo diversi dosimetri posizionati a livello della tiroide o del torace (Vano, 2008), (Vanhavere, 2011), (Pekkarinen, 2022), (Jacob, 2013).

La robustezza dei dati raccolti è stata garantita dal servizio di dosimetria accreditato e dalla standardizzazione del protocollo di misura nei centri partecipanti. La correlazione attesa tra le dosi al cristallino e la grandezza dosimetrica $H_p(10)$ misurata al torace e alla tiroide è stata indagata per le procedure: EVAR, FEVAR, neuroradiologia (embolizzazioni e dilatazioni vasi epiaortici), CA-PTCA, impianto di pacemaker, PTA, scleroembolizzazione varicocele, TACE-TARE, ERCP.

In questo studio sono state effettuate misure per la stima della correlazione tra la dose assorbita dal cristallino e tutte le altre letture dosimetriche ottenute utilizzando dosimetri posizionati in punti diversi (all'emittoce sinistro e destro, presso la tiroide, in prossimità di entrambi gli occhi, sulla fronte e all'altezza del naso), utilizzando fantocci antropomorfi e un'apparecchiatura per angiografia digitale (Busoni, 2022), (Poggiali, 2022).

Le valutazioni hanno preso in considerazione il primo, il secondo operatore e il personale presente in sala durante la procedura.

Dalle misure in sala è stato evidenziato che se si utilizza il dosimetro al petto esterno per stimare la dose al cristallino, per primo e secondo operatore e in generale per gli operatori non circolanti nella sala, è necessario prestare attenzione alla lateralità. Infatti, se il dosimetro è indossato sull'emittoce omolateralmente o controlateralmente rispetto all'occhio più esposto si può avere una differenza nella stima della dose al cristallino molto significativa. Infatti, è stato verificato che il coefficiente di conversione dalla misura di $H_p(10)$ alla misura di $H_p(3)$ risulta avere come valore mediano 0.92 (min 0.22 – max 2.95; CV 0.73) nel caso di posizionamento controlaterale e 0.40 (min 0.13 – max 0.68; CV 0.52) nel caso omolaterale. Quindi, nel caso omolaterale si ottiene una minor variabilità. Nel caso la dose al cristallino sia calcolata in modo indiretto partendo dalla misura di $H_p(10)$ con il dosimetro posizionato al livello della tiroide, il valore mediano da utilizzare calcolato in questo studio è 0.71 (min 0.14 – 3.93; CV 0.82).

Per il secondo operatore si è misurato che il valore mediano di $H_p(3)/H_p(10)$ è 1.31 (min 0.09 – max 3.67; CV 0.68) per il dosimetro al torace e 1.14 (min 0.20 – max 2.10; CV 0.46) per il dosimetro alla tiroide.

Questi valori confermano ancora una volta i dati presenti in letteratura, ma sono rappresentativi delle realtà delle procedure interventistiche su territorio nazionale.

CONCLUSIONI

Alla luce di queste valutazioni, nell'effettuare la misura indiretta della dose al cristallino è necessario prestare attenzione al posizionamento del dosimetro e, data la forte variabilità osservata intra e inter procedurale, non è consigliabile utilizzare tale metodica per quelle procedure ad alta dose.

I risultati del progetto di ricerca Bric Inail 2020-2022 (Id 45) "Studio multicentrico dell'esposizione a radiazioni ionizzanti del cristallino degli operatori sanitari nelle sale

operatorie” (INAIL, 2023) forniscono una serie di elementi utili al fine dell’ottimizzazione della radioprotezione del cristallino degli operatori coinvolti nelle procedure interventistiche, in particolare in relazione a parametri di scenario quali: valori di dose equivalente suscettibili di essere assorbiti dal cristallino, incertezze che tengano in considerazione le modalità di posizionamento del dosimetro, variabilità intra e inter-procedura, l’efficacia operativa dei DPI e DPC.

Bibliografia

- [1] Betti M, Mazzoni L.N, Belli G, Bernardi L, Bicchi S, Busoni S, et al. “*Surgeon eye lens dose monitoring in catheterization lab: a multi-center survey*”, 2019 Invited for ECMP 2018 Focus Issue. *Phys Med* 60:127–31. <https://doi.org/10.1016/j.ejmp.2019.03.027>.
- [2] Busoni S, Bruzzi M, Giomi S, Poggiali C, Quattrocchi M, Betti M, D’Urso D, Fedeli L, Mazzoni L.N, Paolucci M, Rossi F, Taddeucci A, Bettarini S, Tortoli P, Belli G, Bernardi L, Gasperi C, Campanella F, “*Surgeon eye lens dose monitoring in interventional neuroradiology, cardiovascular and radiology procedures*”, 2022 *Physica Medica* Dec;104:123-128. doi: 10.1016/j.ejmp.2022.11.002.
- [3] Ciraj-Bjelac O, Rehani M.M, Sim K.H, Bang Liew H, Vano E, Kleiman N.J. “*Risk for radiation induced cataract for staff in interventional cardiology: is there reason for concern?*”, 2010 *Catheter Cardiovasc Interv* 76(6):826–34. <https://doi.org/10.1002/ccd.22670>.
- [4] Euratom, *The Council of the European Union. Council Directive 2013/59/Euratom, 2014* Off J Eur Union.
- [5] Gracia-Ochoa M, Candela-Juan C, Vilar-Palop J, Ruiz Rodríguez J.C, Soriano Cruz A, Palma Copete J.D, et al. “*Correlation between eye lens doses and over apron doses in interventional procedures*”, 2020 *Phys Med* 77:10–7. <https://doi.org/10.1016/j.ejmp.2020.07.025>.
- [6] IAEA, *International Atomic Energy Agency. Implications for Occupational Radiation Protection of the New Dose Limit for the Lens of the Eye*, 2013, IAEA-TECDOC No. 1731.
- [7] ICRP 2012., *ICRP Statement on tissue reactions/early and late effects of radiation in normal tissues and organs – threshold doses for tissue reactions in a radiation protection context*;2012 ICRP Publication 118. *Ann. ICRP*;41(1/2). 10.1016/j.icrp.2012.02.001.
- [8] Jacob S, Donadille L, Maccia C, Bar O, Boveda S, Laurier D, et al. “*Eye lens radiation exposure to interventional cardiologists: a retrospective assessment of cumulative doses*”, 2013 *Radiat Prot Dosimetry* 153(3):282–93. <https://doi.org/10.1093/rpd/ncs116>.
- [9] Matsubara K, Takei Y, Mori H, Kobayashi I, Noto K, Igarashi T, et al. “*A multicenter study of radiation doses to the eye lenses of medical staff performing non-vascular imaging and interventional radiology procedures in Japan*”, 2020 *Phys Med* 74:83–91. <https://doi.org/10.1016/j.ejmp.2020.05.004>.
- [10] Medvedovsky C, et al. “*Cataracts among Chernobyl clean-up workers: implications regarding permissible eye exposures*”, 2007 *Radiat Res* 167(2):233–43; <https://doi.org/10.1667/rr0298.1>.
- [11] Meijer E.J, van Zandvoort D.V.H, Loos M.J.A. Tseng CMESN, van Pul C, “*The eye lens dose of the interventionalist: Measurement in practice*”, 2022 *Phys Med* 100: 1–5. <https://doi.org/10.1016/j.ejmp.2022.05.012>.
- [12] Morcillo A.B, Alejo L, Huerga C, Bayon J, Marín A, Corredoira E, et al. “*Occupational doses to the eye lens in pediatric and adult noncardiac interventional radiology procedures*”, 2021 *Med Phys* 48(4):1956–66. <https://doi.org/10.1002/mp.14753>.
- [13] Pekkarinen A, Lindholm C, Kortensniemi M, Siiskonen T. “*Staff eye lens dose in interventional radiology and cardiology in Finland*”, 2022 *Phys Med* 98:1–7. <https://doi.org/10.1016/j.ejmp.2022.04.005>.
- [14] Poggiali C, Civinini C, Giomi S, Taddeucci A, Rossi F, Busoni S, Belli G, Campanella F, Bruzzi M, “*Assessing the eye lens dose in interventional radiology: a phantom study for validation of Monte Carlo simulations*”, 2022 *Physica Medica*, Volume 104, Supplement 1, Pag. S51, ISSN 1120-1797, [https://doi.org/10.1016/S1120-1797\(22\)02233-5](https://doi.org/10.1016/S1120-1797(22)02233-5).
- [15] Shore R.E, Neriishi K, Nakashima E. “*Epidemiological studies of cataract risk at low to moderate radiation doses: (not) seeing is believing*”, 2010 *Radiat Res* 174(6): 889–94. <https://doi.org/10.1667/rr1884.1>.
- [16] Vanhavere F, Carinou E, Domienik J, Donadille L, Ginjaume M, Gualdrini G, et al. “*Measurements of eye lens doses in interventional radiology and cardiology: final results of the ORAMED project*”, 2011 *Radiat Meas* 46(11):1243–7, 10.1016/j.radmeas.2011.08.013.
- [17] Vano E, Kleiman N.J, Duran A, Rehani M.M, Echeverri D, Cabrera M. “*Radiation cataract risk in interventional cardiology personnel*”, 2010 *Radiat Res* 174(4): 490–5. <https://doi.org/10.1667/rr2207.1>.
- [18] Vano E, Gonzalez L, Fernández J.M, Haskal Z.J. “*Eye lens exposure to radiation in interventional suites: caution is warranted*”, 2008 *Radiology* 248(3):945–53 <https://doi.org/10.1148/radiol.2482071800>.

Effetti del trattamento con radiazioni ionizzanti e *nanorods* d'oro su cellule di glioblastoma: uno studio di spettroscopia di Risonanza Magnetica ai fini dell'ottimizzazione in Medicina Nucleare

M. Ranaldi^{1,2,3}, L. Binelli^{1,4}, A. Palma^{1,3}, V. Dini^{1,3}, B. De Berardis^{1,3}, M.G. Ammendolia^{1,3}, A. Rosi¹, C. Battocchio^{2,4}, G. Lucci^{2,4}, A. Attili⁴, A. Fabbri⁴, L. Tortora^{2,4}, T. Scotognella⁵, A. Giordano^{5,6}, I. Venditti^{2,4}, S. Grande^{1,3}

¹Centro Nazionale Tecnologie Innovative in Sanità Pubblica, Istituto Superiore di Sanità, 00161 Roma.

²Dipartimento di Scienze, Università Roma Tre, Via della Vasca Navale 79, 446, Roma.

³Istituto Nazionale di Fisica Nucleare (INFN), Sezione di Roma1, Roma.

⁴Università di Roma Tre e INFN Sezione Roma Tre, Roma.

⁵Reparto di Medicina Nucleare, Fondazione Policlinico Universitario, A. Gemelli IRCCS, Roma 00168.

⁶Università Cattolica del S. Cuore, Roma 00168.

marco.ranaldi@iss.it

Riassunto

La Spettroscopia di Risonanza Magnetica (MRS) è una tecnica non invasiva e un potente mezzo per lo studio di sistemi biologici in vitro. La MRS può fornire informazioni sul metabolismo delle cellule tumorali in coltura, con l'obiettivo di approfondire la conoscenza della risposta cellulare alle terapie antitumorali. In particolare, è possibile identificare i segnali metabolici più rilevanti (markers spettroscopici), le cui variazioni possono fornire informazioni sulla risposta delle cellule tumorali stesse a diversi trattamenti, tra cui le radiazioni ionizzanti e i sistemi di drug delivery basati su nanobacchette d'oro (gold nanorods, AuNRs). Le AuNRs stanno suscitando grande interesse in campo biomedico, grazie alle loro peculiari proprietà chimico-fisiche e alla possibilità di funzionalizzarne chimicamente la superficie. Possono quindi offrire un importante contributo nel campo della Medicina Nucleare, consentendo il trasporto di radiofarmaci per la diagnosi, il trattamento e il follow-up di malattie, inclusi i tumori. Questo studio si è concentrato sulla caratterizzazione del profilo metabolico di cellule tumorali di glioblastoma (T98G) mediante ¹H MRS, per identificare i principali markers ed osservarne le variazioni in seguito a trattamento con radiazioni ionizzanti (raggi gamma, ¹³⁷Cs) e AuNRs. Gli spettri ¹H MR di T98G intatte sono stati acquisiti a diversi tempi dopo l'incubazione con AuNRs e successivo irraggiamento a dose acuta; sono state individuate variazioni dei segnali del metabolismo lipidico, energetico e del glutazione che suggeriscono un possibile effetto sinergico dei due trattamenti.

INTRODUZIONE

Il glioblastoma multiforme (GBM) è il tumore cerebrale maligno più aggressivo e frequente tra gli adulti, caratterizzato da un'elevata eterogeneità e da un comportamento estremamente invasivo (Bavi, 2023). Nonostante gli avanzamenti nella ricerca e le diverse opzioni terapeutiche disponibili, tra cui la chirurgia, la radioterapia e la chemioterapia, la prognosi per i pazienti affetti da GBM rimane sfavorevole, con una sopravvivenza a 5 anni del 7.2 % (Wu, 2021). Una delle maggiori difficoltà nel trattamento del glioblastoma risiede nella sua resistenza intrinseca alle terapie e nella capacità delle cellule tumorali di adattarsi rapidamente alle condizioni di stress, comprese quelle indotte dai trattamenti (Lacroix, 2001). In questo contesto, diventa cruciale disporre di strumenti avanzati per monitorare in modo preciso ed efficace la risposta del tumore alle terapie.

La Spettroscopia di Risonanza Magnetica (MRS) si presenta come una tecnica non invasiva particolarmente utile per lo studio del metabolismo del glioblastoma. Questa tecnologia consente di ottenere informazioni dettagliate sui processi biochimici che avvengono all'interno delle cellule tumorali, permettendo di monitorare i cambiamenti nei loro profili metabolici (Guidoni, 2014). Nello specifico, la MRS è in grado di rilevare e analizzare la composizione

chimica dei metaboliti presenti all'interno delle cellule tumorali in coltura, rendendo possibile l'identificazione e lo studio dei segnali metabolici dei metaboliti più rilevanti.

Ad esempio, l'aumento dei livelli di lattato può segnalare una maggiore glicolisi anaerobica, caratteristica delle cellule tumorali sottoposte a stress così come, un aumento significativo del segnale attribuito ai Lipidi Mobili (LM), che derivano dai lipidi dinamici presenti nei *lipidi droplets* intracellulari e a livello delle membrane cellulari in fase di riorganizzazione o degradazione, è diagnostico di morte cellulare o forte stress metabolico (Bisdas, 2020; Grande, 2022).

Parallelamente una diminuzione dei segnali legati al glutatione ridotto (GSH) può indicare un aumento dello stress ossidativo all'interno delle cellule tumorali, causato dall'aumento della concentrazione delle specie reattive dell'ossigeno (ROS) (Palma, 2021). Questo ci permette di ottenere informazioni sulla vitalità della cellula tumorale e di come essa risponde a trattamenti antitumorali come le radiazioni ionizzanti e i sistemi di *drug delivery* avanzati.

Le nanobacchette d'oro (AuNRs) si presentano come un promettente sistema di *drug delivery* per il trattamento del cancro (Kesharwani, 2023). Queste nanostrutture 1D mostrano proprietà chimico-fisiche peculiari rispetto all'oro massivo, come la risonanza plasmonica di superficie localizzata (LSPR), l'elevato rapporto superficie-volume e la capacità di assorbire energia nella regione del vicino infrarosso (NIR) grazie alla possibilità di modulare, a livello sintetico l'*aspect/ratio* (Zheng, 2021). La possibilità di modificare chimicamente la superficie delle AuNRs permette di funzionalizzare con biomolecole come peptidi anticorpi o farmaci, consentendo il *targeting* specifico delle cellule tumorali con conseguente aumento della selettività del trattamento e riduzione di effetti collaterali sui tessuti sani (Pardehkhorrām, 2021). Grazie a queste proprietà specifiche, le AuNRs, posso offrire un contributo significativo alla Medicina Nucleare, in particolare nel campo del trasporto di radiofarmaci utilizzati per diagnosticare, curare e seguire la progressione di malattie come il cancro nel tempo (Maccora, 2019).

Un'applicazione emergente delle AuNRs, derivante dalle loro proprietà plasmoniche, sfrutta la capacità di produzione di elettroni Auger per causare danni diretti al DNA delle cellule tumorali, aprendo nuove strade per trattamenti oncologici mirati e meno invasivi (Lee, 2022). Gli elettroni Auger emessi dalle AuNRs rappresentano una modalità di danno particolarmente potente per le cellule tumorali, specialmente quando esse si trovano in prossimità del nucleo cellulare. A causa della loro bassa energia ((1.6 – 2.2) KeV), questi elettroni agiscono su distanze molto limitate visto il loro breve *range*, causando, di conseguenza, danni estremamente localizzati come rotture del doppio o singolo filamento del DNA e danni ai componenti nucleari e mitocondriali (Štefančíková, 2014).

SCOPO DEL LAVORO

Ai già noti effetti indotti al metabolismo di cellule tumorali dal trattamento con radiazioni ionizzanti ad alte dosi osservabili con la spettroscopia di Risonanza Magnetica (Grande, 2022), nel presente lavoro si va ad investigare come, l'introduzione di AuNRs all'interno delle cellule della linea di Glioblastoma T98G possa indurre variazioni sui principali segnali metabolici. Lo studio riguarda l'analisi di spettri ^1H MR monodimensionali e bidimensionali (sequenza COSY) delle cellule T98G irraggiate con una dose acuta ($D = 20$ Gy, trattamento singolo), paragonati con quelli ottenuti da cellule tenute in contatto per 24 ore con AuNRs e poi successivamente irraggiate con $D = 20$ Gy (trattamento combinato).

MATERIALI E METODI

MATERIALI PER SINTESI NANOBACCHETTE D'ORO (AuNRs)

Per la sintesi sono stati usati i seguenti reagenti: Bromuro di cetil-trimetilammonio (CTAB) ($\text{C}_{19}\text{H}_{42}\text{BrN}$, $\geq 97\%$ Merck, Rahway, NJ, USA), Acido Tetracloroaurico (III) triidrato ($\text{HAuCl}_4 \cdot 3\text{H}_2\text{O}$, $\geq 99.9\%$ Sigma-Aldrich, St. Louis, MO, USA), sodio boroidruro (NaBH_4 , 99.99%

Aldrich, St. Louis, MO, USA), nitrato d'argento (AgNO_3 99.9%, Aldrich), L-acido ascorbico ($\text{C}_6\text{H}_8\text{O}_6$, AA, 99% Sigma, St. Louis, MO, USA)

SINTESI AuNRs

Per la sintesi delle AuNRs si è proceduto con il metodo *seed-growth* (Schauer, 2024). La *seed solution* è ottenuta aggiungendo a 5 mL di acido tetracloroaurico, (HAuCl_4 , 1 mM) 5 mL di agente stabilizzante, bromuro di cetil-trimetilammonio (CTAB, 0.2 M). La rapida aggiunta di 600 μL di sodio boroidruo, (NaBH_4 , 0.01 M) permette la riduzione da Au^{3+} ad Au^0 e la conseguente formazioni di nuclei d'oro dal diametro di 4 nm che avviene tenendo il sistema sotto forte agitazione magnetica per 2 min. Si prepara parallelamente la *growth solution*, formata da 5 mL di HAuCl_4 (0.1 mM), 5 mL CTAB (0.2 M), 400 μL di AgNO_3 che permette la crescita anisotropa dei nuclei, si degassa con Ar per 5 min per formare ambiente inerte. Si aggiungono poi 75 μL Acido ascorbico che riduce il precursore da Au^{3+} ad Au^+ . Quando la soluzione diventa trasparente, indice di avvenuta riduzione, si procede all'aggiunta di 24 μL della *seed solution*. Il sistema è lasciato indisturbato per 12 ore. L'eccesso di CTAB è rimosso tramite centrifugazione a 13000 rpm per 15 min.

COLTURE CELLULARI

Le cellule di Glioblastoma multiforme umano (T98G) sono state acquistate dall'European Collection of Authenticated Cell Cultures (ECACC, UK Health Security Agency). Le cellule crescono adese a 37 °C in un'atmosfera umidificata composta per il 95% da aria e 5% da CO_2 utilizzando il DMEM come terreno di crescita integrato con 10% di siero fetale bovino (GIBCO®, Life Technologies, Waltham, MA, USA), 1 mM di L-Glutamina (Euroclone S.p.A., Italy) e 50 U/dm³ of penicillina e streptomina (Euroclone S.p.A., Italy). Nell'esperimento con trattamento combinato (AuNRs + Radiazioni), 24 ore prima dell'irraggiamento, si aggiunge alle cellule T98G, terreno contenente AuNRs. Dopo un contatto di 24 ore, si rimuove il terreno con le AuNRs, si aggiunge nuovo terreno e si procede all'irraggiamento.

IRRAGGIAMENTO

L'irraggiamento delle cellule avviene utilizzando raggi γ prodotti da una sorgente di Cesio-137 (Cs-137) (Gammacell 40, Nordion Inc., Ottawa, ON, Canada) alla dose di 20 Gy con *dose rate* di 0.6 Gy/min.

PREPARAZIONE CAMPIONI ^1H MRS

Sia per i campioni con trattamento singolo che con trattamento combinato, al termine dell'irraggiamento si attendono 24 h prima della preparazione dei campioni MRS al termine delle quali si procede rimuovendo il terreno di coltura ed effettuando un lavaggio con 10 mL di tampone fosfato salino PBS. (Euroclone S.p.A., Italy). Si aggiungono poi 3 mL Tripsina, per staccare le cellule, successivamente neutralizzata con nuovo terreno di coltura. Le cellule sono introdotte all'interno di Falcon da 15 mL utilizzando PBS per i lavaggi con centrifuga a 1300 rpm per 5 min, ripetuta due volte. Rimosso il surnatante, si aggiunge al volume del pellet di cellule il 14% (v/v) TMSP (3-(Trimetilsilil)-2,2,3,3-tetradeteriopropionato di sodio), un composto chimico di riferimento che funge da standard interno. Il suo segnale compare a 0 ppm, consentendo di calibrare lo spettro su questo valore. Una piccola aliquota di pellet è introdotta in un capillare ($\varnothing = 1$ mm) il quale è inserito all'interno del *microprobe* dello Spettrometro Bruker AVANCE NEO (Bruker, Germany) operante alla frequenza di 600 MHz per il protone ^1H . sono stati acquisiti spettri monodimensionali e bidimensionali COSY (COrrrelation SpectroscopY) a $T = 298$ K.

Sono stati acquisiti spettri mono e bidimensionali COSY su tre diversi tipi di campioni:

- Campioni di controllo
- Campioni irraggiati D = 20 Gy
- Campioni sottoposti a trattamento combinato AuNRs + radiazioni D = 20 Gy

Lo schema dell'esperimento con trattamento combinato è riportato in fig.1. L'effetto dei trattamenti singolo e combinato è stato seguito per 24, 48 e 72 ore dopo l'irraggiamento.

Figura 1 – Schema sperimentale



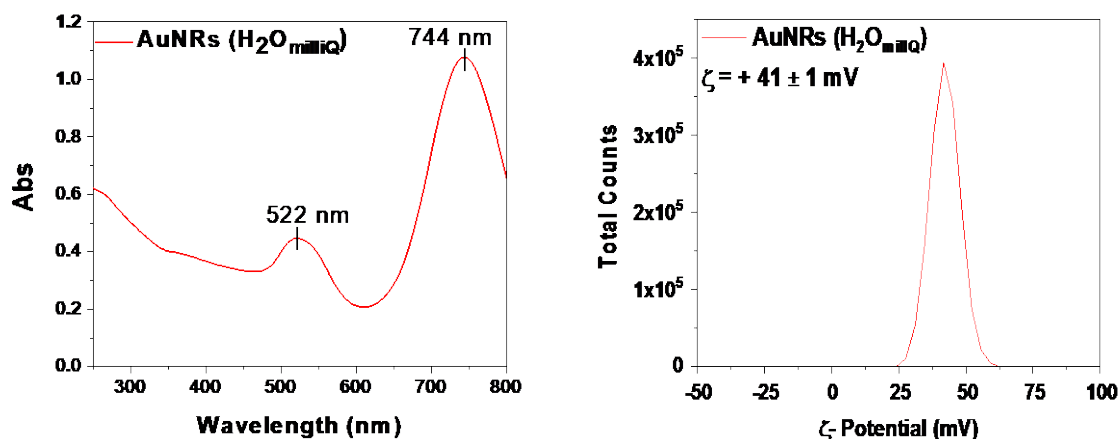
Da sinistra verso destra: aggiunta terreno con AuNRs alle cellule T98G. Dopo 24 ore si sostituisce il terreno con AuNRs con terreno fresco. Le cellule vengono irraggiate con una singola dose acuta (D = 20 Gy).

RISULTATI E DISCUSSIONE

CARATTERIZZAZIONE AuNRs

I nanomateriali sintetizzati sono stati caratterizzati con spettroscopia Uv-Vis (fig. 1. sx). Si notano le due bande di assorbimento tipiche per questi materiali: la prima a 522 nm associata al contributo trasversale dell'oscillazione dei plasmoni sulla superficie della nanobacchetta e la seconda a 744 nm data dal contributo longitudinale. La stabilità del sistema è stata confermata da misure di potenziale- ζ con valori di + 41 mV (fig. 1. dx).

Figura 2 – Spettro Uv-Vis e Grafico potenziale- ζ

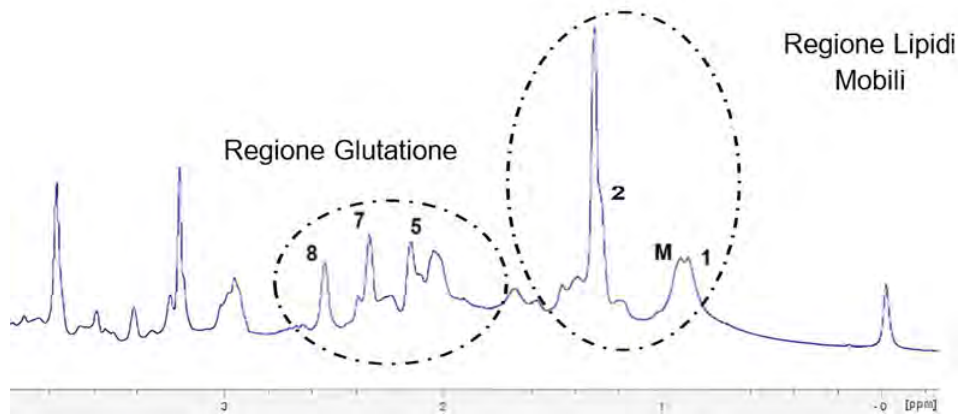


Spettro Uv-Vis delle AuNRs a sinistra e Grafico potenziale ζ a destra

CARATTERIZZAZIONE ^1H MRS: CONTROLLI

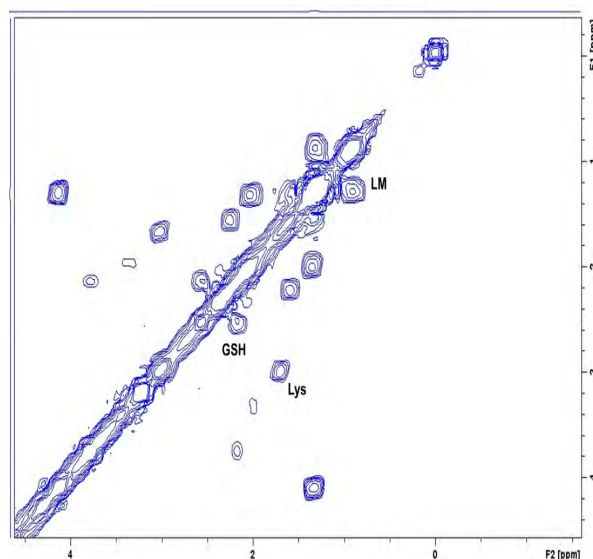
Si è proceduto ad individuare, negli spettri mono (fig. 3) e bidimensionali COSY (fig.4), due regioni diagnostiche riguardo la vitalità di una cellula tumorale nello spettro MR delle cellule T98G: la regione dei segnali dei lipidi mobili (LM) e del glutathione ridotto (GSH).

Figura 3 – Spettro ^1H 1D di cellule T98G



Spettro ^1H monodimensionale di cellule T98G non trattate (controllo) con indicate le regioni dei segnali originanti dai Lipidi Mobili (1, 2) e da Glutathione ridotto (GSH) (8) e segnali legati al suo metabolismo (5,7).

Figura 4 – Spettro ^1H 2D COSY di cellule T98G



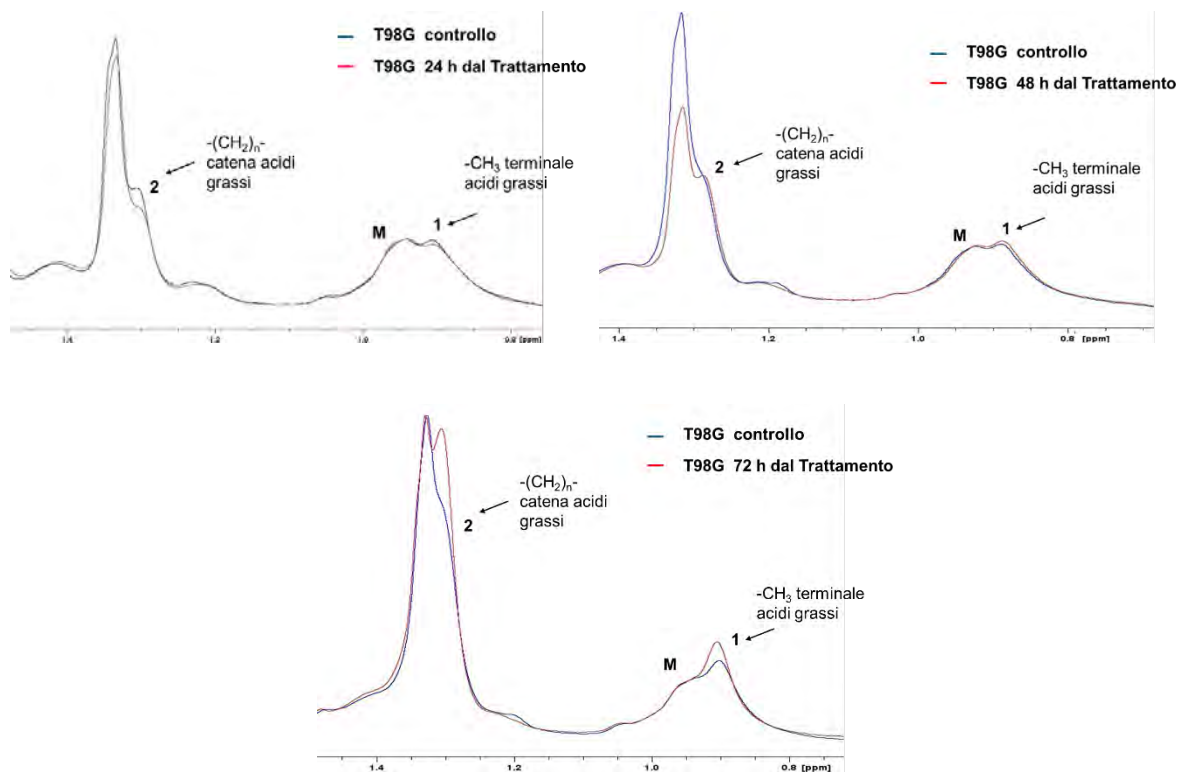
Spettro ^1H bidimensionale COSY di cellule T98G non trattate (controllo) con i *cross peaks* attribuiti ai LM al GSH e ai segnali del suo metabolismo.

L'intensità del segnale delle Macromolecole (M) a 0.89 ppm è utilizzato come riferimento interno per le misure 1D mentre, gli integrali dei segnali negli spettri 2D sono stati normalizzati rispetto all'intensità il *cross peak* della Lisina (Lys), nell'intervallo 1.70 – 3.00 ppm (fig.2). Questo picco è stato considerato rappresentativo della massa cellulare, poiché è risultato costante in diversi modelli cellulari e campioni di tessuto (Guidoni, 2014). Per una valutazione quantitativa delle intensità dei segnali, sono stati preferenzialmente utilizzati gli spettri 2D COSY per una misurazione meno complessa e più affidabile delle intensità dei segnali dei metaboliti.

CARATTERIZZAZIONE ^1H MRS: CELLULE IRRAGGIATE CON D = 20 Gy

Gli spettri 1D sono stati ottenuti a 24, 48 e 72 ore dall'irraggiamento con D = 20 Gy e paragonati alle cellule non trattate (controllo). In fig. 5 sono riportati quelli riferiti alla regione dei Lipidi Mobili.

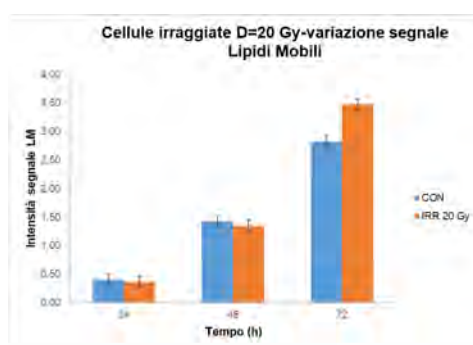
Figura 5 – Spettri ^1H 1D cellule T98G irraggiate con D = 20 Gy (Lipidi Mobili)



Variazione delle intensità dei segnali relative ai Lipidi Mobili (2 e 1) a 24, 48 e 72 dall'irraggiamento con D = 20 Gy negli spettri di cellule T98G

Riguardo il segnale dei Lipidi Mobili possiamo notare un aumento dell'intensità in seguito all'irraggiamento a D=20 Gy; tale aumento, già evidente a 24 h, è particolarmente significativo a 72 ore (fig.5). L'analisi quantitativa ottenuta dagli spettri bidimensionali COSY è riportata in fig.6, dove si osserva che tale effetto è statisticamente significativo.

Figura 6



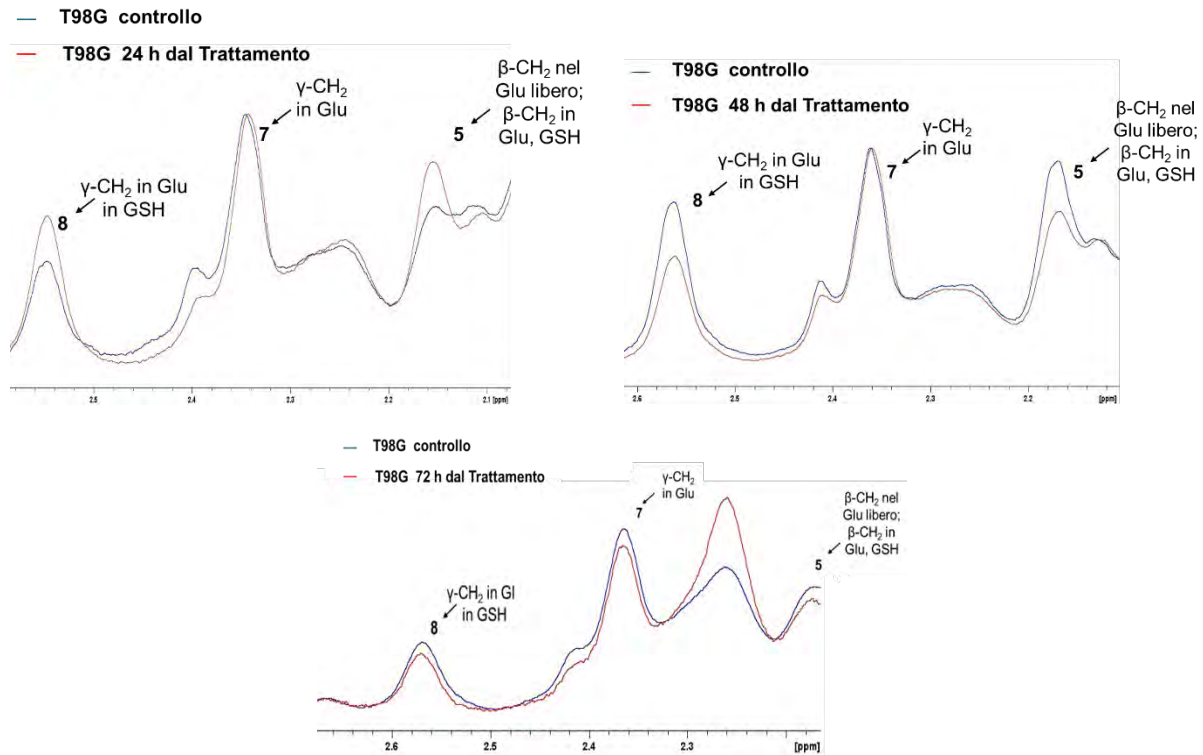
Istogramma delle intensità dei segnali relative ai Lipidi Mobili a 24, 48 e 72 dall'irraggiamento con D = 20 Gy (media e dev.st di tre esperimenti) negli spettri di cellule T98G

Questo effetto può essere attribuito all'accumulo di lipidi, derivante dalla morte cellulare, dallo stress ossidativo e dalla degradazione delle membrane, tutti processi indotti dalle radiazioni

ionizzanti; tali effetti sono particolarmente evidenti a 72 ore dal trattamento, evidenziando la radioresistenza di questa linea cellulare di glioblastoma (Zheng, 2021).

Un'ulteriore indicazione dello stress ossidativo subito dalla cellula a seguito dell'irraggiamento viene data dalla parallela diminuzione del GSH e dei segnali legati al suo metabolismo (figg. 7,8). Dopo l'irraggiamento (fig.7,8), si osserva inizialmente un aumento della concentrazione di GSH (24 ore); a tempi più lunghi (48, 72 ore) il GSH viene invece utilizzato dalla cellula per neutralizzare le specie reattive dell'ossigeno (ROS), con conseguente diminuzione del suo segnale.

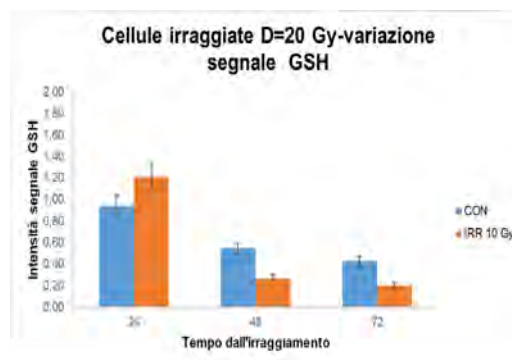
Figura 7 - Spettri ^1H 1D cellule T98G irraggiate con D = 20 Gy (GSH)



Variazione a 24, 48 e 72 dal trattamento con D = 20 Gy delle intensità dei segnali relative ai GSH (8) e segnali legati al suo metabolismo (5,7).

Quando le riserve di GSH vengono esaurite, la capacità della cellula di rispondere allo stress ossidativo può diminuire, portando a una maggiore vulnerabilità al danno e alla morte cellulare (Liu, 2021); il basso livello di GSH osservabile negli spettri a 72 ore dall'irraggiamento conferma quanto osservato dall'analisi dei segnali lipidici.

Figura 8

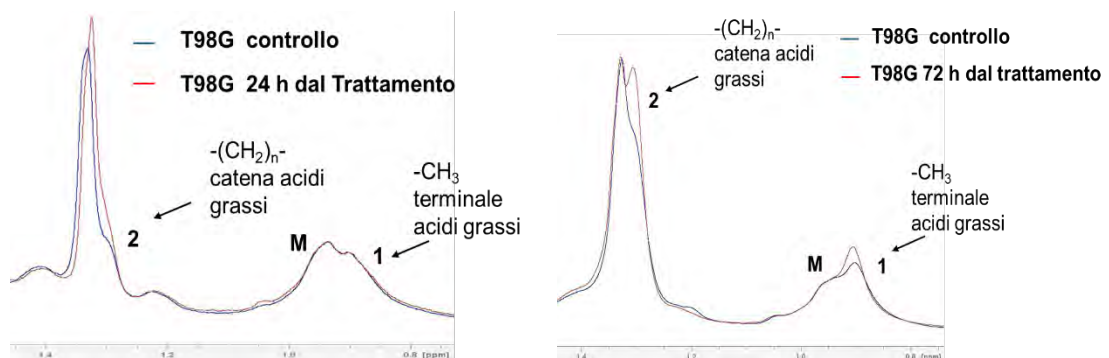


Istogramma delle intensità dei segnali relativi al GSH a 24, 48 e 72 dall'irraggiamento con D = 20 Gy (media e dev.st di tre esperimenti) negli spettri di cellule T98G

CARATTERIZZAZIONE ^1H MRS: CELLULE SOTTOPOSTE A TRATTAMENTO COMBINATO AuNRS + RADIAZIONI D = 20 Gy.

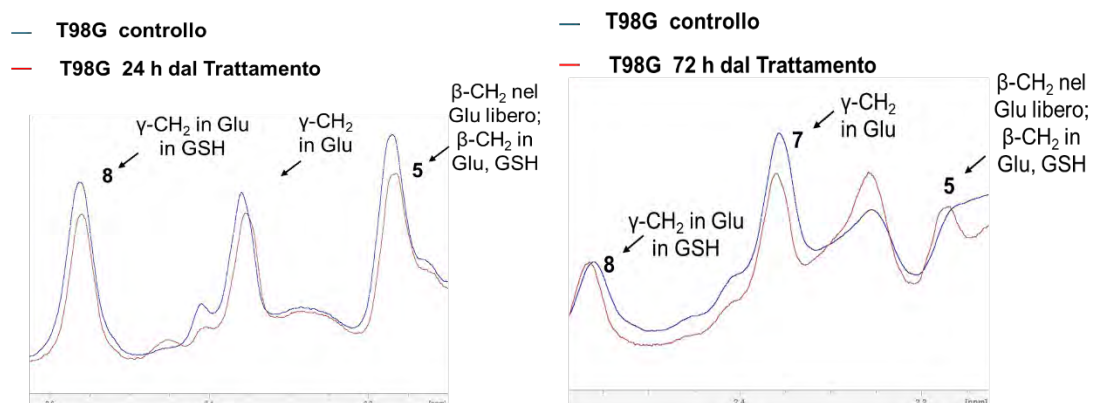
In analogia con l'esperimento precedente, anche con il trattamento combinato abbiamo registrato spettri a 24 e 72 ore dal trattamento con radiazioni, tenendo a mente che è avvenuto 24 ore dopo il trattamento con AuNRs (fig.1). La regione dei LM negli spettri 1D di cellule trattate, paragonata a quelli di cellule non trattate (controllo), è riportata in fig. 9 mentre, quella del GSH in fig. 10.

Figura 9 - Spettri ^1H 1D cellule T98G trattate con AuNRs e irradiate con D = 20 Gy (LM)



Variazione a 24 e 72 dal trattamento con AuNRs e D = 20 Gy delle intensità dei segnali relative ai Lipidi Mobili (2 e 1).

Figura 10 - Spettri ^1H 1D cellule T98G trattate con AuNRs e irradiate con D = 20 Gy (GSH)



Variazione a 24 e 72 dal trattamento con AuNRs e D = 20 Gy delle intensità dei segnali relative a GSH (8) e segnali legati al suo metabolismo (5,7).

I risultati preliminari ottenuti dall'analisi qualitativa degli spettri 1D a seguito del trattamento combinato AuNRS + radiazioni (D = 20 Gy) mostrano un aumento del segnale LM già alle 24 ore con parallela diminuzione del GSH, cosa che non accade per le cellule solo irradiate. A 72 ore dal trattamento l'aumento dell'intensità del segnale LM è particolarmente intenso mentre il meccanismo protettivo del GSH sembra essersi esaurito. Grazie alla loro morfologia e alle proprietà ottiche, le AuNRs sono in grado di assorbire e concentrare l'energia della radiazione in modo molto efficiente. Questo fenomeno è noto come effetto antenna plasmonico (Trofymchuk, 2023). Quando esposte alla radiazione, le AuNRs generano intensi campi elettrici locali, amplificando l'energia che viene trasferita ai tessuti circostanti con un aumento della produzione di ROS. Questo effetto potrebbe cumularsi anche a quello locale di produzione di elettroni Auger con danni circoscritti agli organuli con cui le AuNRs vengono in contatto, aumentando l'effetto che si ha con sole radiazioni.

In conclusione questi dati danno una prima indicazione di possibili effetti sinergici tra i due trattamenti. Ulteriori esperimenti sono in corso. Studi futuri riguarderanno l'uso degli spettri 2D per quantificare l'aumento dell'effetto che si ha nel trattamento combinato e il cambiamento di parametri come dose di radiazione e tempi di contatto tra cellule e AuNRs.

Ringraziamenti:

Gli autori ringraziano l'INFN, CSN5, progetto SEGNAR, che ha parzialmente finanziato questa ricerca

BIBLIOGRAFIA

Alessandra Palma, Sveva Grande, Anna Maria Luciani, Lucia Ricci-Vitiani, Mariachiara Buccarelli, Roberto Pallini, Alice Triveri, Valentina Pirota, Filippo Doria, Quintino Giorgio D'Alessandris, Francesco Berardinelli, Antonio Antocchia, Antonella Rosi, *Effects of the Combined Treatment with a G-Quadruplex-Stabilizing Ligand and Photon Beams on Glioblastoma Stem-like Cells: A Magnetic Resonance Study*, 2021, Int. J. Mol. Sci.

Bavi Omid, Masoumeh Hosseininia, Mohammad Hossein Heydari, *Glioblastoma multiforme growth prediction using a Proliferation-Invasion model base on nonlinear time-fractional 2D diffusion equation*, 2023, Elsevier.

Daria Maccora, Valentina Dini, Chiara Battocchio, Ilaria Fratoddi, Antonella Cartoni, Dante Rotoli, Massimo Castagnola, Riccardo Facciani, Isabella Bruno, Teresa Scotognella, Alessandro Giorno, Iole Venditti, *Gold Nanoparticles and Nanorods in Nuclear Medicine: A Mini Review*, 2019, Appl. Sci.

David G. Schauer, Jona Bredehoeft, Umar Yunusa, Ajith Pattammattel, Hans Jakob Wörner, Emily A. Sprague-Klein, *Targeted synthesis of gold nanorods and characterization of their tailored surface properties using optical and X-ray spectroscopy*, 2024, Phys. Chem. Chem. Phys.

Laura Guidoni, Lucia Ricci-Vitiani, Antonella Rosi, Alessandra Palma, Sveva Grande, Anna Maria Luciani, Federica Pelacchi, Simona di Martino, Cesare Colosimo, Mauro Biffoni, Ruggero De Maria, Roberto Pallini, Vincenza Viti, *¹H NMR detects different metabolic profiles in glioblastoma stem-like cells*, 2014, NMR Biomed.

Jiapeng Zheng, Xizhe Cheng, Han Zhang, Xiaopeng Bai, Ruoqi Ai, Lei Shao, Jianfang Wang, *Gold Nanorods: The Most Versatile Plasmonic Nanoparticles*, 2021, Chem. Rev.

Kateryna Trofymchuk, Karol Kołataj, Viktorija Glembockyte, Fangjia Zhu, Guillermo P. Acuna, Tim Liedl, Philip Tinnefeld, *Gold Nanorod DNA Origami Antennas for 3 Orders of Magnitude Fluorescence Enhancement in NIR*, 2023, ACS Nano.

Lenka Štefančíková, Erika Porcel, Pierre Eustache, Sha Li, Daniela Salado, Sergio Marco, Jean-Luc Guerquin-Kern, Matthieu Réfrégiers, Olivier Tillement, François Lux, Sandrine Lacombe, *Cell localisation of gadolinium-based nanoparticles and related radiosensitising efficacy in glioblastoma cells*, 2014, Cancer Nanotechnol.

Michel Lacroix, Abi-Said D, Fournay DR, Gokaslan ZL, Shi W, DeMonte F, Lang FF, McCutcheon IE, Hassenbusch SJ, Holland E, Hess K, Michael C, Miller D, Sawaya R, *A multivariate analysis of 416 patients with glioblastoma multiforme: prognosis, extent of resection, and survival*, 2001, J. Neurosurg.

Prashant Kesharwani, Ruiyang Ma, Liang Sang, Mahak Fatima, Afsana Sheikh, Mohammed A. S. Abourehab, Neelima Gupta, Zhe-Sheng Chen, Yun Zhou, *Gold nanoparticles and gold nanorods in the landscape of cancer therapy*, 2023, Molecular Cancer.

Raheleh Pardehkhorrām, Fida'A. Alshawawreh, Vinicius R. Gonçalves, N. Alice Lee, Richard D. Tilley, J. Justin Gooding *Functionalized Gold Nanorod Probes: A Sophisticated Design of SERS Immunoassay for Biodetection in Complex Media*, 2021, Anal. Chem.

Sotirios Bisdas, Rita Schäfer, Rupert Kolb, Benjamin Bender, Uwe Klose *Lactate as clinical tumour biomarker: Optimization of lactate detection and quantification in MR spectroscopic imaging of glioblastomas*, 2020, Eur. J. Radiol.

Stephen A. Lee, Behnaz Ostovar, Christy F. Landes, Stephan Link, *Spectroscopic signatures of plasmon-induced charge transfer in gold nanorods*, 2022, *J. Chem. Phys.*

Sveva Grande, Alessandra Palma, Anna Maria Luciani, Pasqualino Anello, Lucia Ricci-Vitiani, Mariachiara Buccarelli, Quintino Giorgio D'Alessandris, Roberto Pallini, Laura Guidoni, Vincenza Viti, Antonella Rosi, *Glioblastoma Stem-Like Cells (GSCs) with Mesenchymal Signature: Lipid Profiles of Mobile Lipids Obtained with MRS before and after Radio/Chemical Treatments*, 2022, *Biomolecules*.

Ting Liu, Li Sun, Yubin Zhang, Yonglin Wang, Jiang Zheng, *Imbalanced GSH/ROS and sequential cell death*, 2021, *J Biochem Mol Toxicol*.

Wang Zheng, Qianping Chen, Hongxia Liu, Songling Hu, Yuchuan Zhou, Yang BaiJianghong, ZhangYan, PanChunlin Shao, *CD81 Enhances Radioresistance of Glioblastoma by Promoting Nuclear Translocation of Rad51*, 2021, *Cancers*.

Wei Wu, Jessica L. Klockow, Michael Zhang, Famyrah Lafortune, Edwin Chang, Linchun Jin, Yang Wu, Heike E. Daldrop-Link, *Glioblastoma multiforme (GBM): An overview of current therapies and mechanisms of resistance*, 2020, *Pharm. Res.*

Livelli diagnostici di riferimento per la pratica nazionale di radiologia diagnostica e interventistica e di medicina nucleare diagnostica: l'aggiornamento del documento di riferimento Rapporti ISTISAN 20|22

Sveva Grande¹, Alessandra Palma¹, Renato Padovani², Gaetano Compagnone³, Loredana D'Ercole⁴, Antonio Orlacchio⁵, Guglielmo Bernardi⁶, Elena De Ponti⁷, Maria Cristina Marzola⁸, Antonella Rosi¹

¹ *Centro Nazionale Tecnologie Innovative in Sanità Pubblica, Istituto Superiore di Sanità, Roma*

² *International Centre for Theoretical Physics, Trieste*

³ *Già Unità Operativa Fisica Sanitaria, AOU di Bologna, Policlinico di S. Orsola, Bologna*

⁴ *Struttura Complessa Fisica Sanitaria, Fondazione IRCCS Policlinico San Matteo, Pavia*

⁵ *Dipartimento di Scienze Chirurgiche, Università degli Studi di Roma Tor Vergata – Radiologia DEA, Policlinico Universitario Tor Vergata, Roma*

⁶ *Struttura Sanitaria Polimedica di CODESS Friuli-Venezia Giulia, Pradamano (Udine)*

⁷ *Struttura Complessa Fisica Sanitaria, Fondazione IRCCS San Gerardo dei Tintori, Monza*

⁸ *Servizio di Medicina Nucleare-Centro PET, Ospedale S. Maria della Misericordia, Rovigo*

sveva.grande@iss.it

Riassunto

Il gruppo di lavoro sui Livelli Diagnostici di Riferimento (LDR) attivo presso l'Istituto Superiore di Sanità e composto da fisici medici e medici specialisti in radiologia, cardiologia interventistica e medicina nucleare afferenti alle associazioni AIFM, SIRM, GISE e AIMN e da esperti del settore individuati da ISS ha pubblicato nel 2017 il documento Rapporti ISTISAN 17|33 "Livelli diagnostici di riferimento nazionali per la radiologia diagnostica e interventistica" per fornire raccomandazioni a livello nazionale sui valori degli LDR in radiodiagnostica e radiologia interventistica. Tale documento è stato in seguito rivisto e aggiornato con l'aggiunta di LDR per la medicina nucleare, e ha quindi avuto una recente revisione nel 2023 come Rapporti ISTISAN 20|22 rev. Entrambi i Rapporti ISTISAN sono stati citati nel DL.vo 203/2022 Disposizioni integrative e correttive al decreto legislativo 31 luglio 2020, n. 101 divenendo di fatto dei documenti di riferimento a livello nazionale. Il documento è in corso di aggiornamento da parte del Gruppo di lavoro ISS.

L'Istituto Superiore di Sanità (ISS) è stato fortemente impegnato nella stesura della Direttiva 2013/59/Euratom (European Commission, 2013) e nel suo recepimento nel Decreto Legislativo 101/2020 (Italia, 2020), attraverso membri esperti designati dal Presidente dell'ISS.

In particolare, per quanto attiene agli aspetti legati alla esposizione a radiazioni in campo medico, in ISS è presente una competenza pluridecennale nell'ambito della Assicurazione di Qualità (AQ) nelle scienze radiologiche, che si è sviluppata attraverso il coordinamento di Gruppi di Studio multidisciplinari per l'elaborazione, tra l'altro, di indicazioni per l'ottimizzazione della radioprotezione del paziente e, in alcuni casi, congiuntamente con INAIL, del lavoratore.

Questa competenza si è proposta per dare un supporto scientifico alla definizione dei Livelli Diagnostici di Riferimento (LDR), considerati uno degli strumenti più importanti nella ottimizzazione della radioprotezione del paziente e utili nell'individuare pratiche diagnostiche non ottimizzate, ed in alcuni casi non accettabili, dal punto di vista dell'esposizione del paziente stesso.

I Livelli Diagnostici di Riferimento sono stati introdotti dalla International Commission on Radiological Protection (ICRP) nella pubblicazione 73 del 1996 (ICRP, 2006), recepiti nella legislazione italiana nel D.Lvo 187/2000 (Italia, 2000), previsti e definiti nella Direttiva europea

2013/59/Euratom (European Commission, 2013) e normati nel recente DL.vo 101/2020 (Italia, 2020) negli articoli 158, 160, 161 e 165.

Gli LDR non si intendono applicabili al singolo paziente e non devono essere utilizzati come limite di dose. Si sono dimostrati in realtà uno strumento essenziale nei processi di ottimizzazione delle esposizioni, individuando quelle pratiche radiologiche che richiedono interventi tecnici e/o metodologici atti a ridurre la dose mediana ai pazienti sottoposti ad indagine diagnostica o interventistica in una installazione radiologica.

È stato quindi costituito un primo Gruppo di Lavoro sugli LDR con esperti scelti all'interno del Gruppo di Studio per l'AQ in radiologia interventistica coordinato da ISS e INAIL, afferenti a AIFM, SIRM, GISE, per la stesura di un documento che fornisse raccomandazioni a livello nazionale sui valori degli LDR in radiodiagnostica e radiologia interventistica.

La prima versione del documento è stata pubblicata nel 2017 come Rapporti ISTISAN 17|33 "Livelli diagnostici di riferimento nazionali per la radiologia diagnostica e interventistica". (Padovani, 2017).

A seguito della pubblicazione del DL.vo 101/2020 e alla luce di quanto disposto dall'art. 158, comma 4 (*"Il Ministero della salute, avvalendosi dell'Istituto Superiore di Sanità, e con il concorso delle rilevanti società scientifiche, promuove la definizione e la revisione periodica di livelli diagnostici di riferimento per esami radiodiagnostici, tenendo conto dei livelli eventualmente raccomandati a livello europeo e, se del caso, per procedure di radiologia interventistica."*) (Italia, 2020) il documento è stato rivisto e aggiornato con un triplice scopo:

- 1) revisione di alcuni valori di LDR in radiologia diagnostica pediatrica a seguito della pubblicazione di una linea guida europea per la radiologia pediatrica (European Commission, 2018);
- 2) revisione ed integrazione di alcuni valori di LDR in radiologia diagnostica ed interventistica per l'adulto;
- 3) inserimento di valori di LDR per le procedure di medicina nucleare diagnostica.

A tal fine, il Gruppo di Lavoro è stato integrato da esperti, sia medici che fisici, nel campo della medicina nucleare afferenti ad AIFM e AIMN; il documento rivisto è stato pubblicato come Rapporti ISTISAN 20|22 (Padovani, 2020).

Figura 1 – Rapporti ISTISAN 20|22 rev.



La recente revisione del documento di riferimento per i livelli diagnostici di riferimento in per la pratica nazionale di radiologia diagnostica e interventistica e di medicina nucleare diagnostica, disponibile all'indirizzo: <https://www.iss.it/rapporti-istisan>

Infine, il documento è stato revisionato nel 2023 come Rapporti ISTISAN 20|22 rev. (fig.1); gli aggiornamenti e integrazioni sono descritti in tab.1 (Padovani, 2020). I principali aggiornamenti introdotti sono descritti in Tab,1. Per una completa trattazione si rimanda al documento stesso, scaricabile gratuitamente dal sito dell'Istituto Superiore di Sanità <https://www.iss.it/rapporti-istisan>

Tabelle	Aggiornamento versione 2023	
Tabelle 3.1 e 4.1- Valori LDR per radiografia proiettiva dell'adulto	KAP per rachide lombare	AP 2.3 Gy cm²
Tabelle 3.2 e 4.2. Valori di LDR in termini di dose ghiandola media (DGM) per la mammografia digitale nella pratica radiologica italiana	DGM per spessore eq. mammella 2,1 cm	1.2 mGy
Tabella 3.19. Attività (in MBq) di base per il calcolo dell'attività da somministrare e minime consigliate per i radiofarmaci di interesse in ambito pediatrico (Dosage card EANM)	Aggiunte le attività minime consigliate	
Tabella 4.5. Valori LDR espressi in KAP (mGy cm ²) per TC <i>Cone Beam</i> del primo molare superiore dell'adulto nella pratica radiologica italiana	Modificata la regione anatomica in : TC Cone Beam impianto del primo molare superiore (prima: "della singola arcata dentaria") Valore LDR FOV 4 cm x 4 cm* 250 mGy cm²	
Tabelle 3.4, 4.4 e 4.9	Modificate le note a piè tabella	

Tabella 1- Principali modifiche introdotte nell'edizione del documento Rapporti ISTISAN 20|22 rev.

Entrambi i documenti sono stati citati come documenti di riferimento nel DL.vo novembre 2022, n. 203 (Italia, 2023), Art.158, comma 5:

"Il responsabile dell'impianto radiologico, ai fini dell'ottimizzazione dell'esecuzione degli esami in radiodiagnostica e medicina nucleare nonché delle procedure di radiologia interventistica, garantisce che si tenga conto dei livelli diagnostici di riferimento, laddove disponibili, tenendo conto delle indicazioni pubblicate dall'Istituto Superiore di Sanità, e, in particolare, dei rapporti ISTISAN 17/33 "Livelli diagnostici di riferimento nazionali per la radiologia diagnostica e interventistica" e ISTISAN 22/20 "Livelli diagnostici di riferimento per la pratica nazionale di radiologia diagnostica e interventistica e di medicina nucleare diagnostica. Aggiornamento del Rapporto ISTISAN 17/33" e loro successivi aggiornamenti, nonché della linea guida in allegato XXVI."

divenendo di fatto dei riferimenti di legge.

È in corso d'opera da parte del Gruppo di Lavoro ISS sugli LDR un ulteriore aggiornamento relativo alle procedure interventistiche, sulla base dei risultati ottenuti dalla recente indagine nazionale sui LDR coordinata da ISS e IRCCS Policlinico San Matteo Pavia che ha visto coinvolte 53 strutture ospedaliere distribuite sul territorio nazionale (D'Ercole, 2024).

Bibliografia

D'Ercole L, Rosi A, Bernardi G, Compagnone G, Orlacchio A, Padovani R, Palma A and Grande S. *National survey to update the diagnostic reference levels in interventional radiology procedures in Italy: working methodology* 2024, J. Radiol. Prot. 44 011505

European Commission. *Council Directive 2013/59/EURATOM of 5 December 2013 laying down basic safety standards for protection against the dangers arising from exposure to ionising radiation*. 2014, Off J Eur Union L 13:1-73.

European Commission. Radiation Protection 185: *European Guidelines on Diagnostic Reference Levels for Paediatric Imaging*. Luxembourg: Publications Office of the European Union; 2018.

Italia. Decreto Legislativo 101 del 31 luglio 2020. *Attuazione della Direttiva 2013/59/Euratom, che stabilisce norme fondamentali di sicurezza relative alla protezione contro i pericoli derivanti dall'esposizione alle radiazioni ionizzanti, e che abroga le direttive 89/618/Euratom, 90/641/Euratom, 96/29/Euratom, 97/43/Euratom e 2003/122/Euratom e riordino della normativa di settore in attuazione dell'articolo 20, comma 1, lettera a), della legge 117 del 4 ottobre 2019*. Gazzetta Ufficiale 201 del 12 agosto 2020 - Supplemento ordinario 29.

Italia. Decreto Legislativo 26 maggio 2000, n. 187. *Attuazione della direttiva 97/43/Euratom in materia di protezione sanitaria delle persone contro i pericoli delle radiazioni ionizzanti connesse ad esposizioni mediche*. Gazzetta Ufficiale n. 105 - Supplemento Ordinario n. 157, 7 luglio 2000.

Italia. Decreto Legislativo 25 novembre 2022, n. 203. *Disposizioni integrative e correttive al decreto legislativo 31 luglio 2020, n. 101, di attuazione della direttiva 2013/59/Euratom, che stabilisce norme fondamentali di sicurezza relative alla protezione contro i pericoli derivanti dall'esposizione alle radiazioni ionizzanti, e che abroga le direttive 89/618/Euratom, 90/641/Euratom, 96/29/Euratom, 97/43/Euratom e 2003/122/Euratom e riordino della normativa di settore in attuazione dell'articolo 20, comma 1, lettera a), della legge 4 ottobre 2019, n. 117. (22G00207)*. Gazzetta Ufficiale Serie Generale n.2 del 03-01-2023.

Padovani R, Compagnone G, D'Ercole L, Orlacchio A, Bernardi G, Rosi A, Campanella F. *Livelli diagnostici di riferimento nazionali per la radiologia diagnostica e interventistica*. Roma: Istituto Superiore di Sanità; 2017. (Rapporti ISTISAN 17/33).

Padovani R, Compagnone G, D'Ercole L, Orlacchio A, Bernardi G, De Ponti E, Marzola MC, Grande S, Palma A, Campanella F, Rosi A. *Livelli diagnostici di riferimento per la pratica nazionale di radiologia diagnostica e interventistica e di medicina nucleare diagnostica. Aggiornamento del Rapporto ISTISAN 17/33*. Roma: Istituto Superiore di Sanità; 2020. (Rapporti ISTISAN 20/22 Rev).

International Commission on Radiological Protection. *Radiological protection and safety in medicine*. ICRP Publication 73. Annals of ICRP 1996;26(2).

Esposizioni mediche: sviluppo di indicatori di autovalutazione per l'implementazione di un audit clinico pilota in attuazione dell'art.168 del D.lgs. 101/2020 in radiologia interventistica

Alessandra Palma¹, Sveva Grande¹, Loredana D'Ercole², Barbara Petracci², Sergio Zucca³, Simone Comelli³, Silvia Mazzocchi⁴, Stefano Michelagnoli⁴, Stefania Delle Canne⁵, Lorenzo Steri⁵, Piera Turano⁶, Fabio Fulgenzi⁶, Osvaldo Rampado⁷, Andrea Doriguzzi Breatta⁷, Rossana Bona⁸, Carlo Giordano⁹, Paola Isoardi¹⁰, Nicoletta Paruccini¹¹, Anna Balsamo¹², Angela Coniglio¹², Antonella Rosi¹

¹ Centro Nazionale Tecnologie Innovative in Sanità Pubblica, Istituto Superiore di Sanità, Roma

² Fondazione I.R.C.C.S. Policlinico San Matteo, Pavia;

³ARNAS G. Brotzu, Cagliari;

⁴Azienda USL Toscana Centro, Firenze

⁵Ospedale Isola Tiberina- Gemelli Isola, Roma;

⁶ASL Pescara

⁷A.O.U. Città della Salute e della Scienza, Torino

⁸Azienda Ospedaliero-Universitaria di Sassari

⁹Azienda Unità Sanitaria Locale Piacenza

¹⁰ Azienda Ospedaliero Universitaria di Alessandria Santi Antonio e Biagio e Cesare Arrigo

¹¹Fondazione IRCCS San Gerardo dei Tintori, Monza

¹²Ministero della Salute, Direzione Generale della Prevenzione Sanitaria, Ufficio 4

Riassunto

L'Istituto Superiore di Sanità, di concerto con il Ministero della Salute, promuove la creazione di strumenti di valutazione periodica (audit clinici) per monitorare il quadro nazionale di radioprotezione del paziente, al fine di garantire che siano raggiunti elevati standard di sicurezza e qualità, anche in adempimento ai commi 6 e 7 dell'art. 168 del D.lgs. 101/2020. In tale ambito, è attivo un progetto CCM-Area Azioni centrali che vede capofila l'ISS, e che coinvolge sei strutture di Fisica Sanitaria distribuite sul territorio nazionale. Nel corso del primo anno, il Comitato Scientifico del progetto, composto da figure multidisciplinari ha sviluppato quattordici indicatori clinici di autovalutazione su diciannove procedure interventistiche tra quelle più diffuse a livello nazionale e con elevate dosi al paziente. Tali indicatori, basandosi sulla logica del Miglioramento Continuo di Qualità (MCQ), sono stati inviati, ai fini della validazione, a quattro strutture di fisica sanitaria esterne al progetto, per verificarne la facilità di compilazione e individuarne le eventuali criticità. Una volta validati, gli indicatori sono stati inviati ai partner del progetto pilota che hanno provveduto alla raccolta dei dati. Un'analisi preliminare dei dati su alcuni indicatori selezionati sarà presentata al convegno.

INTRODUZIONE

L'Istituto Superiore di Sanità (ISS), di concerto con il Ministero della Salute, promuove la creazione di strumenti di valutazione periodica, come gli audit clinici, per monitorare il quadro nazionale di radioprotezione del paziente, al fine di garantire che siano raggiunti elevati standard di sicurezza e qualità, anche in adempimento ai commi 6 e 7 dell'art. 168 del D.lgs. 101/2020 (Italia, 2020). In tale ambito, è attivo un progetto CCM-Area Azioni centrali: "Ottimizzazione dell'esposizione medica a radiazioni ionizzanti: progetto pilota per l'implementazione di audit clinici e prima attuazione dell'art. 168 del d.lgs. 101/2020 in Radiologia Interventistica" che vede capofila l'ISS, e che coinvolge sei strutture di Fisica Sanitaria distribuite sul territorio nazionale. Questo progetto si prefigge quindi di proporre il primo esempio di audit clinico nel campo della radiologia Interventistica (RI).

La RI è un settore della radiologia medica che, grazie alla riduzione dell'invasività di alcuni interventi chirurgici, apporta indubbi vantaggi nella gestione di molte patologie a fronte però di un'erogazione di alte dosi di radiazioni ionizzanti. È quindi necessario nelle procedure di RI mantenere elevati standard di sicurezza e qualità oltre ad avere linee guida a cui riferirsi per

ridurre al minimo gli inevitabili effetti stocastici indotti dalle radiazioni ed evitare, ove possibile, reazioni tissutali associate a dosi cutanee al paziente superiori alla soglia di 2 Gy.

La registrazione e la gestione automatica delle dosi per i pazienti sono solo alcuni dei punti critici nella RI. Le informazioni relative all'esposizione del paziente devono infatti far parte del referto della procedura medico-radiologica e deve essere implementato un sistema di registrazione e analisi delle esposizioni accidentali e non intenzionali.

L'utilizzo dei livelli diagnostici di riferimento (LDR) è un altro aspetto da considerare ai fini dell'ottimizzazione dell'esposizione in RI. Come sottolineato anche nel documento RP 159, i LDR contribuiscono a ottimizzare la protezione radiologica nelle procedure di *imaging* e possono facilitare la gestione delle dosi al paziente nelle procedure di radiologia diagnostica e interventistica, fornendo un metodo di discriminazione per dosi insolitamente elevate o insolitamente basse al paziente per una particolare procedura di *imaging* medico.

In questo quadro nasce quindi l'esigenza di sviluppare un audit clinico pilota con particolare riferimento alla radiologia interventistica per definire un sistema di garanzia della qualità che contempli azioni prima, durante e dopo la procedura di RI, in ottemperanza all' art. 168 del d.lgs.101/2020 secondo il quale il Ministero della salute di concerto con l'Istituto Superiore di Sanità, promuove la creazione di strumenti di valutazione periodica (audit clinici) per monitorare il quadro nazionale di radioprotezione del paziente e richiede su tale tema una verifica inter pares internazionale, al fine di garantire che siano raggiunti elevati standard di sicurezza e qualità.

L'Istituto Superiore di Sanità (ISS) ha una consolidata esperienza nell'organizzazione di audit nelle procedure di radioterapia, tale esperienza è stata mutuata nel campo della radiologia interventistica per l'implementazione di un primo audit clinico in questo campo così come è stato proposto nel progetto CCM.

L'audit pilota, una volta completato, permetterà di evidenziare le criticità all'interno delle strutture, e sarà volto a individuare azioni correttive atte all'ottimizzazione dell'esposizione medica a radiazioni ionizzanti, anche in ottemperanza all'articolo 168 del d.lgs. 101/2020.

Per raggiungere l'obiettivo generale del progetto ossia lo sviluppo di un audit clinico pilota in RI, il primo passo è stato individuare un set di indicatori di autovalutazione avvalendosi di un approccio multidisciplinare secondo la logica del miglioramento continuo di qualità (MCQ).

Sono stati considerati diversi aspetti quali le dosi erogate al paziente, la registrazione del dato dosimetrico, la qualità dell'immagine, il monitoraggio delle dosi ai pazienti a rischio per superamento dei livelli soglia per effetti deterministici in cute, l'implementazione di un sistema di *follow-up*, la formazione degli operatori sanitari coinvolti nelle procedure di RI, e gli aspetti tecnico-pratici della procedura ai fini della definizione di strategie efficaci di ottimizzazione.

Una volta che la procedura di audit sia stata definita, i risultati dell'audit pilota serviranno a fornire un quadro in termini di variabilità dei trattamenti erogati, fornire informazioni pertinenti su come migliorare la standardizzazione e attuare i cambiamenti, e definire un modello di audit da estendere a livello nazionale.

METODOLOGIA

Il Comitato Scientifico del progetto, costituito da esperti di MCQ, fisici medici, medici specialisti in radiodiagnostica e di altre specializzazioni, operativi nelle procedure interventistiche (cardiologi, chirurghi vascolari ecc.) afferenti all'ISS e alle sei strutture sanitarie distribuite sul territorio nazionale coinvolte nel progetto, sulla base dell'analisi della letteratura e della propria esperienza nell'ambito della radioprotezione del paziente ha sviluppato quattordici indicatori clinici di autovalutazione su diciannove procedure interventistiche tra quelle più diffuse a livello nazionale e che comportano elevate dosi al paziente, Per una trattazione più dettagliata del percorso che ha portato allo sviluppo degli indicatori si vedano gli Atti del Convegno Nazionale AIRP di Radioprotezione 2023 (Grande, 2023).

I 14 indicatori di struttura, processo ed esito sviluppati sono suddivisi nei seguenti ambiti:

- a) strumenti di raccolta dati: n.2 indicatori;
- b) dosi erogate al paziente: n.5 indicatori;

- c) monitoraggio delle dosi ai pazienti a rischio per superamento dei livelli soglia per reazioni tissutali in cute: n.3 indicatori;
- d) implementazione di un sistema di *Follow Up*: n.1 indicatore;
- e) qualità dell'immagine: n.2 indicatore;
- f) formazione degli operatori coinvolti nell'ottimizzazione della procedura: n.1 indicatore.

Tali indicatori, basandosi sulla logica del Miglioramento Continuo di Qualità (MCQ), sono stati inviati, ai fini della validazione, a quattro strutture di fisica sanitaria esterne al progetto, per verificarne la facilità di compilazione e individuarne le eventuali criticità.

Una volta apportate le modifiche proposte gli indicatori, così validati, sono stati inviati ai partner del progetto pilota che hanno provveduto alla raccolta dei dati.

Attualmente sono ancora in fase di elaborazione i dati raccolti dalle 6 UUOO afferenti al progetto.

RISULTATI

Nel presente lavoro vengono riportati i risultati di tre indicatori tra i quattordici sviluppati, scelti in tre ambiti diversi:

- *Indicatore A1 MOD RDD: Modalità di registrazione del dato dosimetrico.*
L'indicatore riguarda la modalità di registrazione degli indici dosimetrici e dei principali parametri espositivi (ambito "strumenti di raccolta dati"; indicatore di Struttura/Processo; quantitativo)
- *Indicatore B3 LDR COMPLESSITÀ: Adozione LDR, graduati in funzione della complessità, locali o presi dalla letteratura*
L'indicatore fornisce una misura dell'adozione di valori di LDR, graduati in funzione della complessità della procedura, quando non disponibili i LDR nazionali: l'opzione è tra LDR locali o ricavati da letteratura (ambito "dosi erogate al paziente"; indicatore di Processo; quantitativo)
- *Indicatore F1 FORM: Formazione degli operatori sanitari in Radiologia Interventistica*
L'indicatore fornisce un quadro sulla formazione dell'operatore in termini di radioprotezione del paziente (ambito "formazione degli operatori coinvolti nell'ottimizzazione della procedura"; indicatore di Struttura/Processo; quantitativo)

Per gli indicatori A1 e B3 vengono riportati i risultati solo per le procedure cardiologiche ovvero:

- 1) Angiografia Coronarica (CA)
- 2) Angiografia Coronarica (CA) + Angioplastica Coronarica Percutanea Transluminale (PTCA), stratificate per complessità
- 3) Impianto Valvolare Aortico Transcatetere (TAVI)

INDICATORE A1 MOD RDD: MODALITÀ DI REGISTRAZIONE DEL DATO DOSIMETRICO

L'argomento di questo indicatore è la modalità di registrazione degli indici dosimetrici e dei principali parametri espositivi.

Il rationale dell'indicatore nasce dall'applicazione dell'art. 168 comma 1 D.Lgs. 101/2020 in cui si richiede che i trattamenti con radiazioni ionizzanti e i principali parametri tecnici ad essi relativi siano registrati singolarmente su supporto informatico ai fini della valutazione della dose alla popolazione e per la valutazione dei LDR. Questo permette di monitorare in modo comparativo e continuo le dosi erogate attraverso la registrazione della dose su supporti informatici permettendo la messa in atto di azioni correttive qualora necessarie.

Ai Centri è stato chiesto di riportare, per ciascuna apparecchiatura utilizzata e per la specifica procedura, il tipo di registrazione.

I risultati sono riportati in Figura 1 per le quattro procedure cardiologiche CA, PTCA, CA+PTCA e TAVI.

A1- Modalità di registrazione del dato dosimetrico

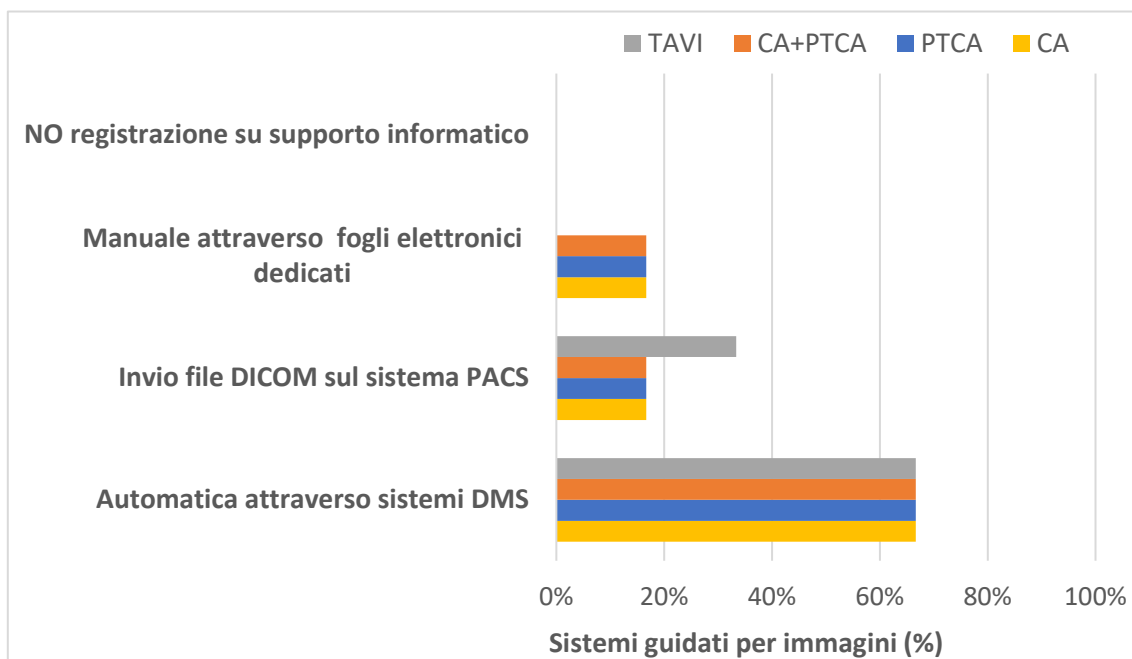


Figura 1. Tipo di registrazione del dato dosimetrico in funzione dei sistemi guidati per immagini per le 4 procedure cardiologiche

Nell'audit pilota sono stati esaminati dodici sistemi guidati ad immagini fisse in uso nei sei centri partecipanti. Per tutte le apparecchiature impiegate nel settore cardiologico i risultati per questo indicatore mostrano che il *Dose Management System* (DMS) è il metodo più utilizzato per la registrazione del dato dosimetrico.

INDICATORE B3 LDR COMPLESSITÀ

Questo indicatore riguarda l'adozione di valori di LDR locali o ricavati da letteratura, graduati in funzione della complessità della procedura, quando non disponibili i LDR nazionali.

Il rationale si basa sul fatto che la dose impartita al paziente dipende dalla complessità della procedura interventistica (severità della patologia trattata, anatomia del paziente); quindi l'adozione di LDR da letteratura graduati in funzione della complessità è auspicabile in termini di ottimizzazione della dose erogata.

Alle UUOO è stato chiesto di indicare se nelle procedure con criterio di complessità definito, se non disponibili LDR nazionali, si adottano LDR di letteratura o altri valori di riferimento locali specificando il relativo punteggio associato a ciascun caso così come riportato di seguito:

- 0 = NO;
- 0.5 = Sì, a livello locale;
- 1 = Sì, da letteratura.

In Figura 2 sono riportati i risultati per le quattro procedure cardiologiche CA, PTCA, CA+PTCA e TAVI.

Gruppo B - B3 LDR COMPLESSITA'

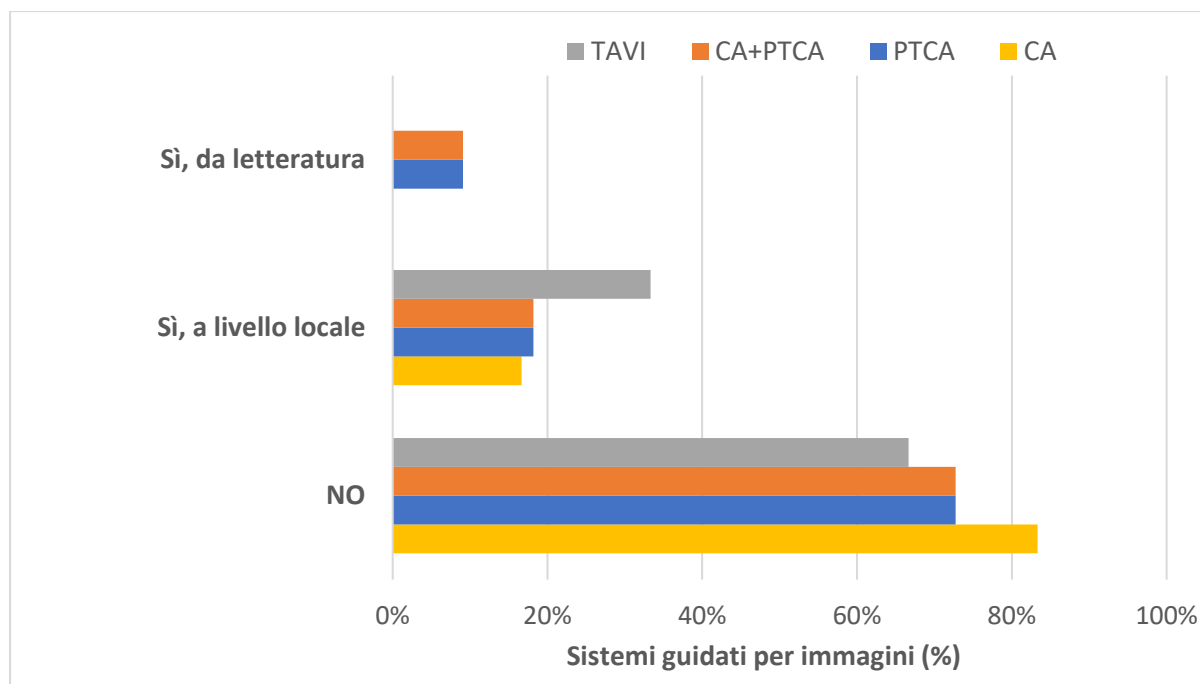


Figura 2. Adozione dei LDR, graduati in funzione della complessità della procedura, in funzione dei sistemi guidati per immagini per le 4 procedure cardiologiche

Considerando i risultati per le procedure cardiologiche più diffuse quali CA e PTCA si osserva che solo nel 9% dei casi si adottano LDR derivati dalla letteratura e nel 73% non si adottano LDR graduati per complessità.

INDICATORE F1 FORM

L'indicatore F1 ha come argomento la formazione dell'operatore sanitario in termini di radioprotezione del paziente.

L'Art. 162 del D.Lgs 101/2020 prevede la formazione continua nell'ambito del programma di educazione continua in medicina (ECM) per gli operatori sanitari. Questa formazione può essere implementata con corsi interni o organizzati da provider ECM accreditati promossi dalla struttura o demandata al singolo; da qui proviene il razionale per questo indicatore.

Ai Centri è stato chiesto come è organizzata la formazione del professionista sanitario in termini di radioprotezione del paziente presso la propria struttura per le diverse figure professionali coinvolte nelle procedure di RI ovvero Medici specialisti in Emodinamica, Elettrofisiologia, Radiologia, Neuro Radiologia e Chirurgia vascolare; specialisti in Fisica Medica, TSRM e infermieri.

I risultati sono riportati in Figura 3.

F1- Formazione degli operatori sanitari in Radiologia Interventistica



Figura 3. Tipo di formazione specifica per la radioprotezione del paziente per ciascuna figura professionale

I risultati dell'audit pilota evidenziano che per tutte le figure professionali (clinici, esperti di fisica medica, tecnici e infermieri) la formazione è demandata in gran parte al singolo professionista (unica eccezione il medico elettrofisiologo per il quale la formazione demandata al singolo e organizzata dalla struttura di appartenenza si equivalgono).

CONCLUSIONI

Nel corso del prossimo anno saranno elaborati i dati raccolti per tutte le procedure e per tutti gli indicatori.

In parallelo, sempre nell'ambito del progetto CCM, sono stati identificati dei criteri di valutazione della qualità tecnica delle immagini, basati sulla definizione di protocolli di acquisizione delle immagini di oggetti test standardizzati e sulla valutazione delle relative metriche, in termini di indici di dose, TCDD e minima risoluzione spaziale rilevabile, che possono essere utilizzati per confrontare differenti protocolli clinici e differenti modalità di acquisizione (Serra, 2024).

I risultati dell'audit pilota permetteranno di definire gli strumenti per effettuare, in maniera sistematica, regolari audit in radiologia interventistica da estendere a livello nazionale, ricordando che l'implementazione e la conduzione di un audit efficace non può prescindere da un approccio collaborativo e standardizzato tra le diverse figure professionali coinvolte a qualunque livello nelle prestazioni cliniche.

Note

Il progetto è condotto con il supporto tecnico e finanziario del Ministero della Salute- Programma-CCM 2022 - "Ottimizzazione dell'esposizione medica a radiazioni ionizzanti: progetto pilota per l'implementazione di audit clinici e prima attuazione dell'art. 168 del d.lgs. 101/2020 in Radiologia Interventistica".

Bibliografia

Italia. Decreto Legislativo 101 del 31 luglio 2020. Attuazione della Direttiva 2013/59/Euratom, che stabilisce norme fondamentali di sicurezza relative alla protezione contro i pericoli derivanti dall'esposizione alle radiazioni ionizzanti, e che abroga le direttive 89/618/Euratom, 90/641/Euratom, 96/29/Euratom, 97/43/Euratom e 2003/122/Euratom e riordino della normativa di settore in attuazione dell'articolo 20, comma 1, lettera a), della legge 117 del 4 ottobre 2019. Gazzetta Ufficiale 201 del 12 agosto 2020 - Supplemento ordinario 29.

S. Grande, A. Palma, L.D'Ercole, S. Zucca, S.Mazzocchi, S.Delle Canne, P.Turano, O.Rampado, A.Balsamo, A.Coniglio, A.Rosi. Ottimizzazione dell'esposizione medica a radiazioni ionizzanti: obiettivi generali e specifici del progetto pilota ISS per implementazione di audit clinici e prima attuazione dell'art. 168 del D.lgs. 101/2020 in Radiologia Interventistica. Atti del Convegno Nazionale AIRP di Radioprotezione 2023, Cagliari, 27-29 settembre 2023, ISBN 99788888648521, pag. 216-224.

G.Serra, A.Balsamo, M.Cavallari, A.Coniglio, L.D'Ercole, S.Delle Canne, A.Fracassi, S.Grande, G.Lo Moro, S.Mazzocchi, A.Palma, S.Pini, A.Rosi, O.Rampado, P.Turano, S.Zucca. *Ottimizzazione dell'esposizione medica a radiazioni ionizzanti: valutazione della qualità tecnica delle immagini all'interno del progetto pilota ISS per implementazione di audit clinici in Radiologia Interventistica*. Atti del Convegno Nazionale AIRP di Radioprotezione 2024, Lucca, 25-27 settembre 2024.

Ensuring radiation safety and quality assurance in nuclear medicine: establishing a comprehensive program at the University Hospital Center "Mother Teresa" in Tirana

Zeliha Muço¹, Prof.Dr.Gerti Xhixha²,

¹University Hospital Center "Mother Theresa"

²University of Tirana, Physics Department

Abstract

The Nuclear Medicine Center in Tirana has moved its services at the new building to the Central Hospital's -1 floor in March 2023. Nuclear medicine utilizes small amounts of radiopharmaceuticals for diagnosis and treatment, allowing physicians to observe and gather essential information about the function of various cells, tissues, and organs through emitted radiation. This practice, however, increases the risk of exposure to ionizing radiation, posing stochastic and deterministic health risks to employees, patients, and the public, as well as the generation of radioactive waste in liquid, solid, and gaseous forms, which could lead to environmental contamination.

This study aims to establish quality management and assurance standards for radiation protection at the Center in compliance with institutional accreditation processes and national law Nr. 8025, dated 9.11.1995, which sets forth conditions for protection from ionizing radiation.

The research methodology involves: Studying relevant laws, regulations, and international standards to construct a QA program; Developing a database for dose archiving, classifying high-risk areas, and optimizing patient dose levels; Creating a database for waste management and establishing protocols for safe disposal; Conducting focus groups to identify training needs and developing a continuous training program.

Completion of the literature review and drafting of a QA program was established. Initial monitoring of QMB environments, personnel dose archiving, and preliminary radioactive waste management planning were completed. Literature review on DRL methodology for dose optimization and establishment of preliminary DRL for skeletal scintigraphy was demonstrated. Focus group survey that highlighted the necessity of continuous and practical training for staff has been conducted.

This comprehensive approach aims to ensure compliance with national and international standards, optimize radiation protection, and enhance the overall safety and quality of nuclear medicine services at nuclear medicine center.

Key words: Radiation protection, Quality assurance (QA), Radioactive waste management, Staff training, Environmental monitoring, Personnel monitoring

INTRODUCTION

Nuclear Medicine Center (NMC) is a part of Imaging and Nuclear Medicine department at "Mother Teresa" University Hospital Center. As of March 2023, the NMC has relocated its operations to the -1 floor of the Central Hospital, which is part of the "Multivalent" Managed and Integrated Pole. Nuclear medicine is a specialized field of medical imaging that utilizes small quantities of radiopharmaceuticals—pharmacological preparations (cold kits) tagged with radionuclides. These radiopharmaceuticals can be administered either intravenously or orally, allowing for targeted localization within the patient's organ of interest. The emitted radiation from these substances facilitates the visualization and assessment of cellular, tissue, and organ function.

The application of ionizing radiation for medical purposes at NMC introduces potential exposure risks and increases the likelihood of stochastic and deterministic effects for employees, the public, and patients. Additionally, the generation of radioactive waste in liquid, solid, and gaseous forms can elevate the risk of radioactive contamination of both the environment and individuals. Radioactive waste management procedures must comply with regulatory requirements as specified in Decision No. 638, dated 07/09/2016.

This study aims to establish standards for management and quality assurance regarding radiation protection at the Nuclear Medicine Center, aligning with the institutional accreditation process as stipulated by Law No. 8025, dated 09/11/1995. This law outlines the protective measures against ionizing radiation for activities involving radioactive materials and radiation equipment, ensuring the safety of professionally exposed workers, the general population, and the environment from potential radiation hazards.

The design requirements for the quality assurance program will be based on national and international standards, including the Decision of the Council of Ministers No. 801, dated 11/12/2019, "On the Adoption of the Regulation for the Protection of the Public and Workers Professionally Exposed to Ionizing Radiation, and Safety Against Medical Exposures with Sources of Ionizing Radiation," which will be subject to ongoing monitoring and evaluation.

METHODOLOGY

A comprehensive literature review is conducted to develop a management and quality assurance program in accordance with national and international laws, regulations, and directives for the Nuclear Medicine Center (NMC). At the conclusion of this review, a program framework is drafted in compliance with these legal and regulatory requirements. The quality assurance program framework will be audited for conformity with national and international laws, regulations, and directives, and will be approved at the institutional level at the second level.

As part of the management and quality assurance program, the monitoring plan for environments, personnel, the public, and patients, as well as radioactive waste management, will be planned and tested:

ENVIRONMENT MONITORING PLAN:

A database is created to establish and archiving data, which will serve for the classification of environments according to design specifications. Following testing, the plan will be used routinely, and its results will function as indicators of the environmental dose equivalent levels for potential changes in patient flow at the NMC.

PERSONEL MONITORING PLAN:

A database is created to archive personal dose equivalents. Personal dose equivalents are monitored by the Institute of Applied Nuclear Physics and represent a critical legal indicator of personnel dose levels, which must be archived throughout the duration of employment and until the age of 75 (in any case, no less than 30 years after cessation of employment).

PATIENT MONITORING PLAN:

Literature is reviewed for determining Diagnostic Reference Levels (DRLs) as a mechanism for optimizing doses and protecting patients, and indirectly, the personnel. To this end, a database will be established with key data for determining DRLs, and a protocol will be developed for establishing local DRLs and comparing them with national and/or European DRL levels.

RADIOACTIVE WASTE MANAGEMENT STRATEGY:

In this phase, a strategy for managing radioactive waste will be developed and consolidated, including a protocol for the release of radioactive waste into public environments in accordance with reference levels established by the regulatory authority.

As part of the management and quality assurance program, a focus group survey will be conducted with personnel from the Nuclear Medicine Center to identify training needs in radiation protection. This focus group will help in designing a training program aimed at

increasing personnel awareness and providing practical training to address specific situations that may pose an increased risk related to ionizing radiation exposure.

RESULTS:

FIRST RESULT:

A comprehensive literature review is completed on the quality assurance (Q/A) program. As part of this study, a framework is developed outlining the main components of the quality control and quality assurance protocols for the Nuclear Medicine Center (NMC). The initial phase involved the construction of the Q/A program for the NMC.

The Q/A program includes the following sections:

1. Introduction
2. Laws/Regulations/Directives/Definitions
3. Regulations and Radiation Safety
4. Patient Radiation Protection
5. Diagnostic Procedures
6. Therapeutic Procedures
7. Clinical Procedures
8. Quality Control of Dosimetric Equipment Used in Nuclear Medicine
9. Data Analysis
10. Reporting
11. General Results
12. Training and Experience of Nuclear Medicine Specialists, Medical Physicists, and Other Involved Personnel
13. Appendices
14. Auditing

Regarding the literature review on quality control (Q/C) programs, it was determined that the quality control of diagnostic equipment is governed by Regulation No. 404, dated 18.6.2014, "On Basic Rules for Radiological Installations in Medicine," which stipulates the requirements for X-ray equipment in radiological installations. This regulation applies specifically to computed tomography, which is an integral component of SPECT/CT. In the initial phase, a Q/C program is developed for the Nuclear Medicine service, identifying Q/C lists for SPECT, SPECT/CT, Planar Gamma Cameras, and Dose Calibrators.

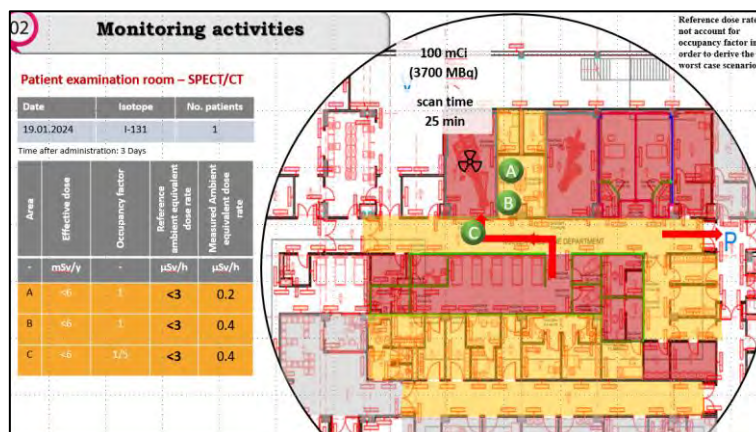
SECOND RESULT

Monitoring of the environment, personnel, and the public at the Nuclear Medicine Center, as well as radioactive waste management. Monitoring planning was divided into four key areas:

WORK PLACE MONITORING

The initial monitoring of the NMC environment was completed to classify areas as public, supervised, and controlled zones. This monitoring served as a test for the plan and was conducted when the NMC had an activity involving 12.21 GBq I-131, administered to 15 patients returning for their scheduled examinations a minimum of three days post-administration (see Figure 1). The measured environmental values were compared with the limits set forth in Regulation No. 801, dated 11.12.2019, for supervised and controlled areas (Articles 28 and 29). The measured environmental values were found to be within the allowable limits set by the regulatory authority for each zone.

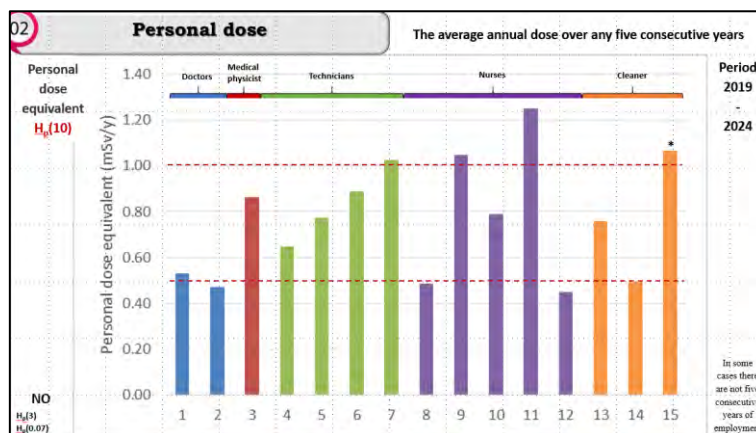
Figura 1 - Environmental dose equivalent monitoring results during patient examination in SPECT/CT



PERSONEL DOSE MONITORING:

The database for archiving effective dose measurements for personnel was completed, and a comparison of five-year values with the limits set by the regulatory authority for personnel exposed to ionizing radiation was performed (see Figure 2). The results indicate that dose levels are within permissible limits, although continuous monitoring remains a legal requirement for personnel exposure.

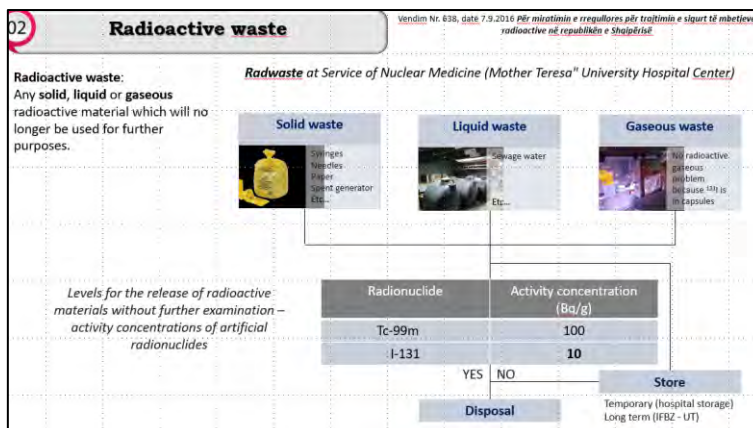
Figura 2 - Effective dose monitoring results for NMC personnel



RADIOACTIVE WASTE MANAGEMENT:

The plan for radioactive waste management was finalized, and a database for continuous monitoring was established (see Figure 3). The plan will be tested in the second year following an administrative interruption of operations at the NMC.

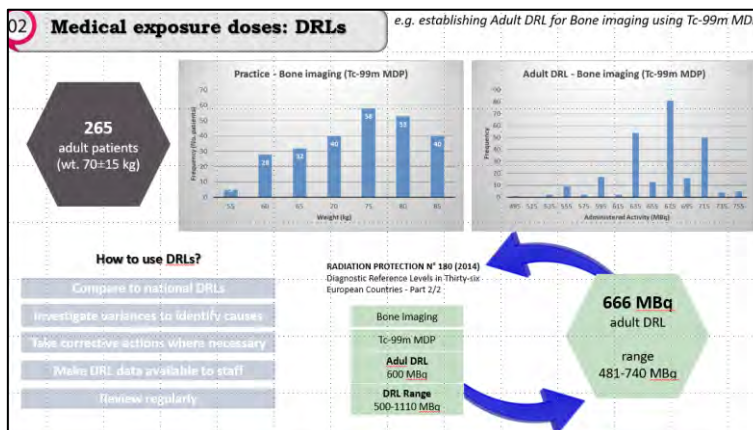
Figura 3 - Radioactive waste management plan at NMC



PATIENT DOSE MONITORING:

The literature review on the methodology for determining Diagnostic Reference Levels (DRLs) was completed, and tasks for implementation were outlined. A practical exercise was conducted to study DRL for bone scintigraphy (see Figure 4). This study provided preliminary information and assisted in creating a database to gather necessary data for DRL determination. The local DRL for bone scintigraphy was found to be 666 MBq compared to 600 MBq (500-1110 MBq) reported at the European level.

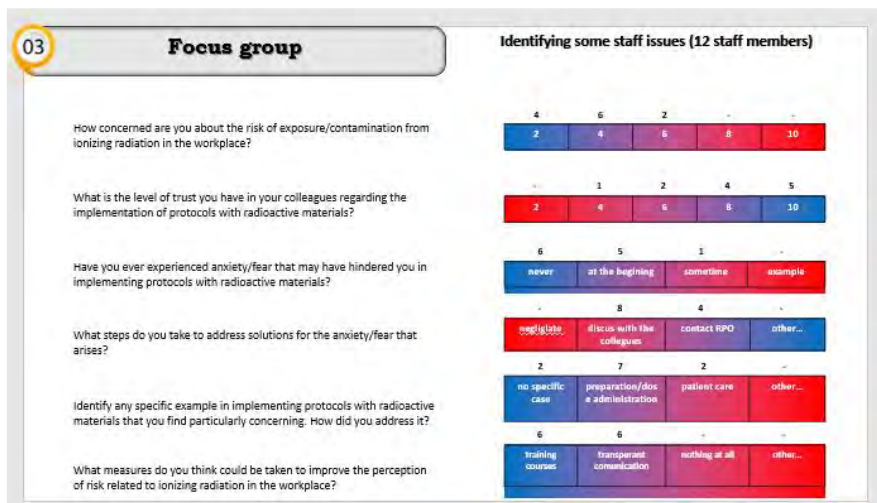
Figura 4 - Determination of local DRL at NMC



THIRD RESULT:

The third objective was achieved by establishing the legal framework for personnel training and licensing as required by legislation. From the focus group survey conducted with NMC staff, it was concluded that continuous training is essential to maintain work proficiency. Notably, there is a strong emphasis on practical training for responding to potential incidents, alongside training on practical aspects of radiation protection.

Figura 5 – Focus group responses



The medical staff in the nuclear medicine department were surveyed regarding their concerns about the risk of exposure and contamination from ionizing radiation in the workplace. While most respondents expressed confidence in handling radioactive materials, a significant portion still reported feeling slightly concerned about exposure in their work environment. Another question focused on trust in colleagues' adherence to protocols when handling radioactive materials. The majority indicated that they trust their co-workers to follow safety procedures. When asked about anxiety or fear that may have hindered their ability to implement protocols with radioactive materials, most reported that they had not experienced such feelings. However, a few noted initial anxiety when first working with radioactive substances. Additionally, the respondents indicated that they were more comfortable discussing their fears with colleagues than with the radiation protection officer or medical physicist. When asked to identify specific concerns related to protocol implementation, the preparation of radiopharmaceuticals emerged as the primary area of concern. Finally, when asked about measures that could improve the perception of risk associated with ionizing radiation in the workplace, most respondents emphasized the importance of training. Consequently, it was concluded that a targeted training program should be developed as part of the second phase of the project.

CONCLUSION

The study highlights the need for comprehensive radiation protection protocols, supported by continuous monitoring and training. These measures are essential to ensuring the safety of personnel, patients, and the environment at the Nuclear Medicine Center, in accordance with national and international standards. A targeted training program will be developed as part of the second phase of the project to enhance risk perception and radiation protection awareness.

Bibliografia

EANM, 2017 – *Quality Control of Nuclear Medicine Instrumentation and Protocol Standardization*, 2017, EANM_2017_TechGuide_QualityControl

EANM, 2010 - *Acceptance Testing for Nuclear Medicine Instrumentation*, 2010, Retrieved from https://www.eanm.org/publications/guidelines/3_EJNMMI_Physics_GL_AcceptTesting_fulltext_03_2010.pdf

EANM, 2010 - *Routine Quality Control Recommendations for Nuclear Medicine Instrumentation*, 2010, Retrieved https://www.eanm.org/publications/guidelines/4_EJNMMI_Physics_GL_RoutineQC_fulltext_03_2010.pdf

IAEA, *A Model to Assess Staffing Needs in Nuclear Medicine. Human health report 19*. Retrieved from <https://www.iaea.org/resources/rpop/resources/training-material>

IAEA safety standard for protection people and the environment. Storage of Radioactive waste. Safety Guide No. WS-G-6.1.

IAEA safety standard for protection people and the environment. Management of Waste from the Use of Radioactive material in Medicine, Industry, Agriculture, Research, And Education. Safety Guide No. WS-G-2.7.

IAEA, 2023 - *Basics of Quality Management for Nuclear Medicine Practices*. 2023, IAEA Human Health Series 43. Vienna..

Knight, A. (n.d.). Nuclear Medicine Technologist Job Satisfaction. Department of Radiology, University of Iowa Hospitals and Clinics. Retrieved from <https://www.iaea.org/resources/rpop/resources/training-material>
<https://www.iaea.org/resources/rpop/resources/training-material>

NCRP, 2004 – *Structural Shielding Design for Medical X-Ray Imaging Facilities*, 2004, Report 147 ISBN 0-929600-83-5.

Efficiency Evaluation of Lead Aprons for Cardiologists in the Hemodynamics Department at "Mother Teresa" University Hospital Center

Brikena Vuçaj¹, Kozeta Tushe²

¹Radiation Protection Officer of "Mother Tereza" University Hospital Centre

²Institute of Applied Nuclear Physics

brikenavucaj@hotmail.com

Abstract

In recent years, angiographic procedures have become widely disseminated. For this reason, it is crucial to control the radiation levels under which doctors, nurses, and technicians work during X-ray procedures. While in developed countries, X-ray examinations such as coronary angiography have garnered the attention of field experts and physicists, developing countries still require years to attract the necessary attention.

In this study, is evaluated the efficiency of lead aprons (0.5 mm Pb) used by cardiologists during procedures with the angiography X-ray machine. Regularly calibrated TLD dosimeters were used by medical staff, placed both under and over the lead aprons. An assessment of the quality of the lead aprons was conducted to gain a better understanding of the situation, using an X-ray machine to check for cracks, which can directly influence the amount of ionizing radiation that can be absorbed by the medical staff.

The data for our study are the periodic TLD dosimeter measurements from June 2021 to June 2024. Based on Albania regulatory requirements, medical staff working with X-rays should not exceed 20 mSv per year. Regular use of lead aprons during radiological examinations (in cardiology) significantly reduces the effective dose absorbed by the medical staff. This study will give an overview of the optimization percentage of the effective dose received by cardiologists by comparing the TLD dosimeter readings taken under and over the lead apron worn by a cardiologist over a four-year period.

INTRODUCTION

The increase in the use of angiographic procedures in medical practices has underscored the importance of radiation safety for healthcare professionalist. Cardiologists, who frequently perform these procedures, are among those most exposed to ionizing radiation due to prolonged and repeated exposures during X-ray-guided interventions. This exposure, if not properly managed, can lead to serious health risks including radiation-induced cancer.

Radiation protection has become a critical concern in the field of interventional cardiology, as evidenced by numerous studies emphasizing the need for stringent safety protocols and protective measures. According to the International Commission on Radiological Protection (ICRP), occupational exposure to radiation should be as low as reasonably achievable (ALARA) to protect healthcare workers from the potential harmful effects of ionizing radiation (ICRP, 2007). In this context, personal protective equipments such as lead aprons is indispensable in reducing radiation exposure during angiographic procedures.

Lead aprons are one of the most common protective measures used to minimize radiation exposure. These aprons typically consist of a layer of lead that acts as a barrier to radiation, thereby reducing the dose absorbed by the body. The effectiveness of lead aprons, however, depends on several factors including the quality of the lead material, the thickness of the apron, and its proper usage. Studies have shown that improper use of lead aprons or the use of defective aprons can significantly reduce their protective capacity, thereby exposing medical staff to higher levels of radiation (Miller et al., 2015).

In developing countries, where access to advanced protective equipments and monitoring devices may be limited, ensuring the effectiveness of lead aprons becomes even more critical. The lack of awareness and resources can lead to inadequate radiation protection measures, putting healthcare workers at greater risk. This study aims to evaluate the efficiency of lead aprons used in the Hemodynamics Department at the "Mother Teresa" University Hospital Center by analyzing dosimeter readings and assessing apron quality over a four-year period.

RADIATION EXPOSURE IN INTERVENTIONAL CARDIOLOGY

Interventional cardiology procedures, such as coronary angiography and angioplasty, involve the use of fluoroscopy, a continuous X-ray technique that provides real-time imaging to guide the procedure. While fluoroscopy is invaluable for visualizing the cardiovascular system, it also exposes both patients and medical staff to ionizing radiation. Unlike diagnostic radiology, where exposure is typically brief and intermittent, interventional cardiology procedures can last several hours, leading to cumulative radiation exposure for healthcare workers.

The biological effects of ionizing radiation are well-documented, with potential short-term and long-term health risks. Short-term risks include skin injuries and radiation burns, while long-term exposure can increase the risk of cataracts, cardiovascular diseases, and cancer. The risk of radiation-induced health effects depends on the dose received, the duration of exposure, and individual susceptibility factors (Chambers & Miller, 2015).

The level of protection should be the best possible under the prevailing circumstances, maximizing the margin of benefit over harm. Physician responsibilities with regard to radiation safety should be based on the ALARA radiation principle: "as low as reasonably achievable" (Khalil et al., 2017).

IMPORTANCE OF LEAD APRONS

Lead aprons are a primary defense against radiation exposure in interventional cardiology. By absorbing and attenuating scattered radiation, lead aprons significantly reduce the radiation dose that reaches the body. The standard thickness for lead aprons used in medical settings is 0.5 mm, which provides a balance between protection and comfort. Lead aprons are designed to cover the torso and gonads, which are particularly sensitive to radiation. Cardiologists are also wearing thyroid collars.

However, the effectiveness of lead aprons can be compromised by several factors, including wear and tear, improper storage, and inadequate fit. Cracks and holes in lead aprons can develop over time, reducing their ability to block radiation. Therefore, regular inspection and maintenance of lead aprons are essential to ensure their protective efficacy. Additionally, the correct use of lead aprons, including wearing them properly and ensuring full coverage of the body, is crucial for maximizing protection (Von Boellicher et al., 2005).

MATERIALS AND METHODS

This study was conducted at the "Mother Teresa" University Hospital Center in the Hemodynamics Department, where angiographic procedures are routinely performed. The study included all cardiologists who regularly perform these procedures using lead aprons for radiation protection and wear two TLDs..

Radiation exposure was measured using Thermoluminescent Dosimeters (TLDs), which are regularly calibrated and measured at Institute of Applied Nuclear Physics. They are placed in two locations: under and over the lead apron. TLDs are highly sensitive devices that measure ionizing radiation, which absorbs and traps some of the energy of the radiation in its crystal lattice. When heated, the crystal releases the trapped energy in the form of visible light, the intensity of which is proportional to the intensity of the ionizing radiation to which the crystal was exposed. Since the crystal density is similar to human soft tissue density, the dose measurement can be used to calculate absorbed dose.

For this study, TLDs were worn by cardiologists during all angiographic procedures over the four-year period from 2021 to August 2024. The dosimeters were read once in two months to monitor cumulative radiation exposure. Dosimeter readings were recorded in millisieverts (mSv), and the data were used to calculate the mean radiation dose received by the cardiologists under and over the lead aprons each year.

To ensure the aprons were functioning as intended, an assessment was performed using an X-ray machine to identify any cracks or wear that could reduce the apron's effectiveness. The aprons were visually inspected and scanned for defects every six months, and any damaged aprons were replaced promptly.

The quality assessment included both visual inspection and radiographic examination. Visual inspection involved checking for visible signs of wear and tear, such as fraying edges, holes, or stains. Radiographic examination was performed using a high-resolution X-ray machine to detect cracks or thinning of the lead material that might not be visible to the naked eye. Any apron found to have significant defects was immediately removed from service and replaced with a new apron

DATA ANALYSIS

The collected TLD dosimeters data were analyzed to determine the mean radiation dose received under and over the aprons each year. The reduction percentage in radiation exposure due to the aprons was calculated, and statistical tests were performed to assess the significance of these reductions over time. The analysis also included a comparison of radiation doses between different cardiologists to identify any variations in exposure levels. The effectiveness of the lead aprons was evaluated by calculating the reduction factor, defined as the ratio of the radiation dose over the apron to the dose under the apron. A reduction factor greater than one indicates effective protection. The data were analyzed using statistical measurements. This allowed to assess whether the observed reductions in radiation dose were statistically significant or not.

RESULTS

RADIATION DOSE MEASUREMENTS

Table 1 and 2 shows the average TLD dosimeters readings for two cardiologist recorded under and over the lead aprons for each year of the study. The data indicated a significant reduction in radiation exposure for cardiologists when wearing lead aprons.

Table 1 - Average TLD Dosimeters Readings (cardiologist 1)

Year	Under Apron (mSv)	Over Apron (mSv)
2021	1.504	11.862
2022	0.97	6.24
2023	1.67	22.54
(½)2024	0.5	2.79

Table 2 - Average TLD Dosimeters Readings (cardiologist 2)

Year	Under Apron (mSv)	Over Apron (mSv)
2021	1.897	9.339
2022	1.56	8.07
2023	1.95	18.11
(½)2024	0.57	1.9

LEAD APRON EFFICENCY

To determine the efficiency percentage of a lead apron in reducing radiation exposure, you can use the Thermoluminescent Dosimeter (TLD) readings from two dosimeters, one placed under the apron (protected) and one placed over the apron (unprotected). The efficiency of the lead apron reflects how much it reduces the radiation dose that reaches the body.

The steps to calculate the lead apron efficiency starts by first obtaining TLD readings of the dose measured over the lead apron as the “unprotected” dose and the dose measured under lead apron as the “protected”dose.

After that we calculate the dose reduction , by first calculating the differences between the unprotected dose and the protected dose.

Dose Reduction= $D_{over} - D_{under}$

The efficiency percentage (η) of the lead apron is then calculated by comparing the dose reduction to the unprotected dose:

$$\eta = \frac{(D_{over} - D_{under})}{D_{over}} \times 100$$

Table 3 – Efficiency of lead apron for cardiologist 1

Year	The percentage efficiency (η)
2021	87.32
2022	84.45
2023	92.59
2024	82.07

Table 4 – Efficiency of lead apron for cardiologist 2

Year	The percentage efficiency (η)
2021	79.68
2022	80.66
2023	89.23
2024	70

The analysis of the TLD dosimeters readings from two cardiologists over the four-year period (2021-2024) reveals significant insights into the efficiency of lead aprons in reducing radiation exposure. As evidenced in Tables 1 and 2, the TLD readings under the apron consistently show much lower levels of radiation exposure compared to readings over the apron. This highlights the critical role that lead aprons play in protecting medical staff from harmful ionizing radiation during procedures.

Tables 3 and 4 summarize the efficiency percentage of the lead aprons for both cardiologists. The efficiency fluctuates across the years, with values generally ranging from 70% to 92%. Cardiologist 1's apron showed an efficiency between 82.07% and 92.59%, while Cardiologist 2's apron ranged from 70% to 89.23%.

Highest Efficiency: The highest efficiency recorded was 92.59% for Cardiologist 1 in 2023, indicating that the apron effectively reduced radiation exposure to a very low level.

Lowest Efficiency: The lowest efficiency was 70% for Cardiologist 2 in 2024. These values are only from one reading because for 4 month cardiology department was not working due to a fire issue at the “Mother Tereza” University Hospital Center .

Overall these results underline the importance of regular maintenance and inspection of lead aprons to ensure their maximum protection.

QUALITY ASSESSMENT OF LEAD APRONS

During the study period, 5 lead aprons were found to have cracks or defects upon radiographic examination and were replaced. This finding highlights the importance of regular inspection and replacement of protective equipment to ensure maximum protection against radiation exposure.

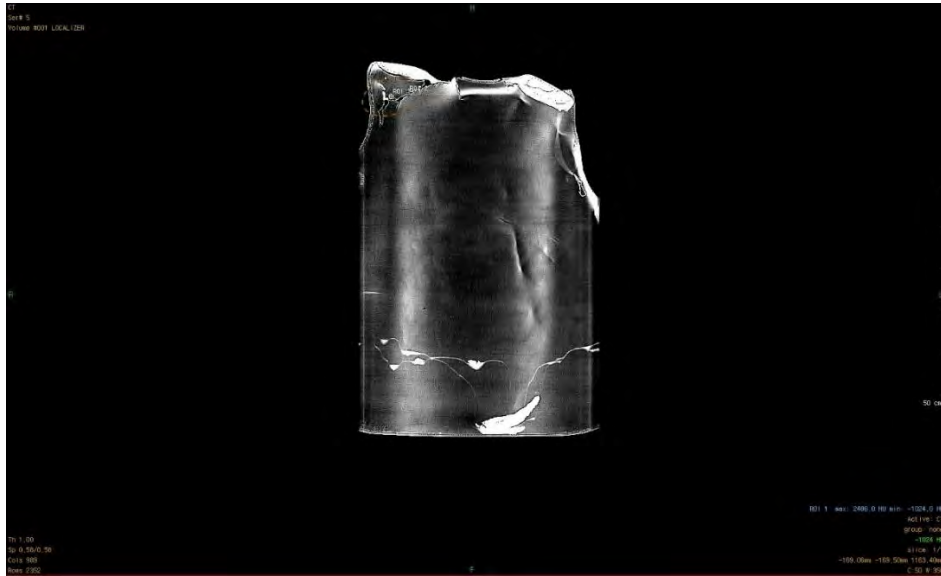


Figure 1 – A craced lead apron



Figure 2 – An effective lead apron

DISCUSSION

The results of this study demonstrate the significant protective effect of lead aprons in reducing radiation exposure for cardiologists performing angiographic procedures. The consistent reduction in radiation dose over the four-year period underscores the importance of using high-quality, well-maintained lead aprons as part of a comprehensive radiation protection strategy.

IMPLICATIONS FOR RADIATION SAFETY

While the results indicate that lead aprons are effective in reducing radiation exposure, several limitations must be considered:

Sample Size: The study only included two cardiologists, which limits the generalizability of the findings. The small sample size might not represent the variability in radiation exposure or apron efficiency across a larger group of medical professionals.

Variability in Procedures: Although both cardiologists performed their normal procedures, individual differences in technique, exposure duration and frequency of use could affect the TLD readings and consequently, the calculated efficiency.

Focus on Lead Aprons: The study primarily was focused on the protective efficiency of lead aprons, without considering other factors that contribute to radiation safety, such as the use of additional shielding, optimizing X-ray machine settings, and maintaining safe distances during procedures.

The significant reduction in radiation dose achieved by wearing lead aprons supports the continued use of this protective equipment as a standard practice. Moreover, the study highlights the need for regular inspection and maintenance of lead aprons to ensure their effectiveness. Cracks and defects in aprons can compromise their protective capacity, exposing medical staff to higher levels of radiation. Regular quality checks and prompt replacement of damaged aprons are essential to maintain a safe working environment.

CONCLUSION

This study has demonstrated that the use of lead aprons significantly reduces radiation exposure for cardiologists performing angiographic procedures. The findings underscore the importance of high-quality, well-maintained protective equipment in minimizing the risks associated with occupational radiation exposure. Professionals endeavor should be focused on the correct use of LPPE and proper use of personnel dosimeters ensures correct monitoring of radiation exposure. Regular inspection and prompt replacement of defective aprons are essential to ensure their effectiveness.

The findings of this study emphasize the significant role of lead aprons in protecting cardiologists from radiation exposure during angiographic procedures. However, the efficiency of these aprons can vary, highlighting the necessity of regular checks and timely replacements to maintain high levels of protection.

Moreover, while lead aprons are an essential component of radiation safety, they should not be the sole measure relied upon. A comprehensive approach that includes dose optimization, proper technique, and the use of additional protective equipment is crucial in minimizing radiation risks to healthcare workers.

In conclusion, for effective radiation protection in interventional cardiology, it is vital to combine the use of lead aprons with strategies to reduce the radiation dose, improve procedural protocols, and ensure regular monitoring of exposure levels. This multi-faceted approach will better safeguard medical professionals and contribute to a safer working environment.

By adopting a comprehensive approach to radiation protection, healthcare institutions can safeguard the health and safety of their staff while maintaining high standards of patients care.

REFERENCES

1. J.S. Luchs, A. Rosioreanu, D. Gregorius, et al., 'Radiation safety during spine interventions.' *J. Vasc. Interv. Radiol.*, 16, 107 (2003).
2. D. Zweers, J. Geleijns, N.J.M. Aarts, et al., 'Patient and staff radiation dose in fluoroscopy-guided TIPS procedures and dose reduction, using dedicated fluoroscopy exposure settings.' *Br. J. Radiol.*, 71, 672 (1998).
3. H. Von Boellicher, K. Links der Wasser, 'Optimization of radiation protection in cardiology and radiology: Thyroid protection collars significantly reduce the effective dose.' *Biomedizinische Technik*, Vol. 50, Supplementary Vol. 1, Part 2, 1299 (2005).
4. L. Berlin, 'Radiation-induced skin injuries and fluoroscopy.' *AJR Am. J. Roentgenol*, 177, 21 (2001).

5. A.T. Young, R.L. Morin, D.W. Hunter, et al., 'Surface shield: device to reduce personnel radiation exposure.' *Radiology*, 159, 801 (1986).
6. W.H. Bush, D. Jones, G.E. Brannen, 'Radiation dose to personnel during percutaneous renal calculus removal.' *AJR Am. J. Roentgenol*, 145, 1261 (1985).
7. W.H. Bush, D. Jones, R.P. Gibbons, 'Radiation dose to patient and personnel during extracorporeal shock wave lithotripsy.' *J. Urol.*, 138, 716 (1987).
8. Charles E. Chambers, Donald L. Miller, 'Radiation safety,' *Catheterization and Cardiovascular Interventions*, 10.1002/ccd.25976, 85, 7, (1171-1172), (2015).
9. James E. Martin, *Physics for Radiation Protection*, Third Edition, 29 March 2013.
10. Gabriel Bartal, Eliseo Vano, Graciano Paulo, 'Get Protected! Recommendations for Staff in IR, Cardiovascular and Interventional Radiology', 10.1007/s00270-021-02828-y, (2021).
11. Elmaraezy A, Ebraheem Morra M, Tarek Mohammed A, Al-Habaa A, Elgebaly A, Abdelmotaleb Ghazy A, Khalil AM, Tien Huy N, Hirayama K. Risk of cataract among interventional cardiologists and catheterization lab staff: A systematic review and meta-analysis. *Catheter Cardiovasc Interv.* 2017;90:1–9.

Sviluppo di un sistema real-time per la stima della dose ai *caregiver* di pazienti di medicina nucleare

G. Stendardo¹, T. Falcone¹, P. Fattibene¹, E. Cisbani¹, G. Venoso¹, C. De Angelis¹, S. Grande¹, C. Andenna³, C. Zicari³, G. Iaccarino², B. Cassano², S. Ungania², V. Bruzzaniti², A. Soriani², A. Palma¹

¹Istituto Superiore di Sanità (ISS), Viale Regina Elena 299, 00161, Roma

²IRCCS Regina Elena-IFO, Via Elio Chianesi 53, 00144, Roma

³INAIL, DIT, Via Torraccio di Torrenova, 00133, Roma

giorgia.stendardo@iss.it

INTRODUZIONE

A seguito della somministrazione di radiofarmaci, i pazienti sottoposti a terapia di medicina nucleare devono essere trattenuti in ospedale per il tempo necessario affinché la radioattività scenda a un livello considerato accettabile come sorgente di esposizione per la popolazione. Anche dopo la dimissione, è consigliato loro di trascorrere brevi periodi di tempo con altre persone, mantenendo una ragionevole distanza dai loro conviventi e da coloro che coscientemente e volontariamente li assistono e confortano (*caregiver*). Spesso tali regole possono essere difficili da far rispettare, soprattutto nei casi in cui i pazienti necessitano di cure e assistenza per le attività quotidiane. In Italia, il Decreto Legislativo 101/2020 (art. 156, comma 3 e allegato XXV) e s.m.i fissano specifici vincoli di dose efficace per la popolazione (0,3 mSv per ogni ciclo di trattamento) e i *caregiver* di età compresa fra i 18 e i 60 anni (3 mSv per ogni ciclo di trattamento), da cui dipendono gli attuali criteri di dimissione dei pazienti (Italia, 2020; Italia, 2023). Tuttavia, la reale esposizione dovuta alla vicinanza ad un paziente radioattivo è difficile da quantificare, se non in modo approssimato, dipendendo da diversi fattori quali l'attività residua al momento della dimissione, la farmacocinetica, il tempo effettivo trascorso con il paziente e la reale distanza da esso (IAEA, 2009; D'Arienzo, 2021; Polito, 2022).

Recentemente abbiamo sviluppato un sistema per la stima in tempo reale della dose agli operatori di medicina nucleare in situazioni in cui i dosimetri fisici convenzionali possono risultare inadeguati, come nel caso di esposizioni acute dovute a eventi incidentali, basato su mappe calcolate del campo di radiazione e algoritmi di Intelligenza Artificiale (IA) per il tracciamento della posa umana (Stendardo, 2023). In un progetto recentemente approvato dall'Istituto Superiore di Sanità (ISS), ci si propone di estendere questo approccio alla stima della dose ai *caregiver*, considerando in primo luogo la terapia con I-131, ad oggi quella più frequente e associata ai maggiori rischi radioprotezionistici. L'acquisizione in tempo reale di dati sulla posizione del *caregiver* e del paziente, integrati nella mappa di radiazione dello specifico scenario simulato, consentirà di stimare la dose al *caregiver* dovuta all'interazione reale con il paziente tramite lo sviluppo di un'applicazione dedicata. Lo scopo è duplice: fornire ai *caregivers* uno strumento visivo che li renda consapevoli del rischio radiologico e delle buone norme da adottare; fornire alle strutture ospedaliere dati dosimetrici che possano aiutare a migliorare gli attuali criteri e le procedure per le dimissioni dei pazienti di medicina nucleare.

DESCRIZIONE DEL PROGETTO E RISULTATI PRELIMINARI

La soluzione proposta è un dispositivo per la dosimetria computazionale *online* basato su due strumenti: 1) una libreria di mappe del campo di radiazione dovuto al trattamento specifico del paziente; 2) un sistema per il tracciamento real-time della posizione di *caregiver* e paziente, sviluppato a partire da algoritmi di *Computer Vision* (IA).

Combinando i due strumenti è possibile stimare la dose esterna al caregiver, dovuta alla radioattività del paziente, per lo specifico scenario di interazione. I dati saranno immediatamente disponibili al caregiver che, grazie allo sviluppo di un'applicazione opportuna, potrà visualizzare in tempo reale il campo di radiazione generato dal paziente con cui viene a contatto, ed essere informato sul rischio radiologico tramite notifiche e raccomandazioni su schermo (fig. 1). I dati dosimetrici relativi al contatto verranno contestualmente salvati in un database ospedaliero dedicato, accessibile dai *decision maker* per l'analisi successiva.

Figura 1 – Rappresentazione figurativa del sistema di dosimetria online



Rappresentazione figurativa dei dispositivi per la dosimetria online. In particolare, sono mostrati il sistema di tracciamento della posizione di paziente e caregiver, basato su acquisizioni video mediante telecamera, e il dispositivo mobile per l'applicazione.

LIBRERIA DI MAPPE DEL CAMPO DI RADIAZIONE

In una prima fase del progetto ci si propone di creare, mediante metodi computazionali, una raccolta di mappe del campo di radiazione dovuta al paziente radioattivo per diversi scenari *indoor*. Come primo caso di studio, è stata scelta la terapia con I-131, tra le più frequenti in medicina nucleare, in cui il radionuclide si concentra principalmente in tiroide, stomaco e vescica (ICRP, 2017).

I dati di precedenti simulazioni hanno mostrato che, per un paziente in posizione fissa in una stanza di degenza di terapia di medicina nucleare, la deviazione nel calcolo della dose con differenti metodi di calcolo (Monte Carlo e deterministici) si mantiene sotto il 30% nella maggioranza dei casi (Stendardo, 2024). Tuttavia, l'ambiente domestico ha un grado di complessità maggiore rispetto alle stanze d'ospedale. Inoltre, va considerato che nella realtà la sorgente (ovvero il paziente) non è mai fissa, il paziente può assumere diverse posture (es. seduto, sdraiato, in piedi) e sono quindi possibili diversi scenari di interazione con il caregiver. Infine, la presenza di radiazioni diffuse da pareti e arredi può modificare in modo non semplice il campo di radiazione. A tal proposito, si sta indagando, per alcuni semplici scenari preliminari con sorgente puntiforme, l'impatto dei muri e dell'arredamento, insieme alle loro proprietà geometriche e i loro materiali, quando inclusi nelle simulazioni.

Si sta inoltre studiando la possibilità di applicare alcuni algoritmi di interpolazione a pochi punti di calcolo per creare mappe di radiazione accurate a partire da simulazioni veloci, che

possano essere usate per la visualizzazione del campo di radiazione all'interno dell'applicazione.

SISTEMA DI TRACCIAMENTO DELLA POSIZIONE

Il sistema di tracciamento che si intende sviluppare per determinare le coordinate spazio-temporali della posizione di paziente e caregiver, è basato sulle acquisizioni video in tempo reale della scena mediante telecamere ad alta definizione, su cui si applicano reti neurali convoluzionali (IA) per l'identificazione della posa, ovvero dei principali punti di repere del corpo umano (*key-points*).

Un sistema di questo tipo è già stato sviluppato e testato in un precedente progetto su operatori di medicina nucleare (Stendardo, 2023), facendo uso di due webcam commerciali in configurazione stereo e algoritmi di ricostruzione 3D. Si vuole ora perfezionare tale sistema utilizzando telecamere di profondità, che consentono una ricostruzione 3D più accurata della posizione. Le telecamere saranno connesse ad un'unità di calcolo per la cattura dei fotogrammi e un codice dedicato consentirà l'estrazione delle coordinate 3D della posa. Per proteggere i dati sensibili di caregiver e paziente, nessun fotogramma verrà conservato in memoria. I dati relativi alle coordinate 3D verranno infine trasmessi ad un sistema di archiviazione remota.

APPLICAZIONE PER LA DOSIMETRIA ONLINE

Tramite lo sviluppo di un codice apposito, l'integrazione delle coordinate dei key-point del caregiver all'interno della mappa di radiazione che meglio descrive lo scenario, selezionata dalla libreria di mappe calcolate e centrata nella posizione del paziente, permetterà di assegnare un valore di dose stimata a ciascun key-point del caregiver. Se il paziente è in movimento, le sue coordinate dei key-point verranno utilizzate per ricentrare la mappa di radiazione sulla sua posizione corrente.

I dati dosimetrici saranno utilizzati in due modi:

- 1) ai caregiver verrà fornita un'applicazione per dispositivi mobili, a cui possono accedere quando sono nelle vicinanze del paziente. Per mezzo di questa applicazione, potranno vedere il sistema di tracciamento in azione, insieme al campo di radiazione in cui si trovano. Tramite notifiche su schermo, verranno resi consapevoli del rischio radiologico legato alla specifica interazione con il paziente e delle buone norme da adottare quando interagiscono con esso.
- 2) tutti i dati dosimetrici raccolti dai caregiver mediante l'applicazione saranno inviati alla struttura ospedaliera da cui il paziente è stato dimesso. Verrà considerato lo sviluppo di un'applicazione web nella forma di una dashboard per la visualizzazione, l'analisi e l'esportazione dei dati raccolti da parte del personale qualificato.

VALIDAZIONE DEL SISTEMA IN AMBIENTE RILEVANTE

In una fase finale del progetto, la dose calcolata mediante il sistema di dosimetria online verrà opportunamente validata per mezzo di misure sperimentali in un ambiente di test, ovvero una stanza di degenza del reparto di terapia di medicina nucleare dell'IRCCS Regina Elena-IFO di Roma.

Per superare problemi di costo, personalizzazione e flessibilità, verranno sviluppati dosimetri portatili nei laboratori interni dell'ISS, a scopo di validazione. Tali dosimetri saranno posizionati nei key-point di un fantoccio, rappresentante il caregiver, che verrà spostato in alcune posizioni attorno ad un secondo fantoccio, contenente la sorgente radioattiva, a simulare il paziente trattato. I dosimetri saranno controllati da sistemi *embedded* (es. Arduino o Raspberry) con connettività wireless, per poter accedere facilmente e in tempo reale ai dati di misura e agevolare il confronto con i valori di dose stimati dal sistema di dosimetria online.

CONCLUSIONI

È stato presentato un progetto pilota dell'Istituto Superiore di Sanità, relativo allo sviluppo di un sistema di dosimetria online per il calcolo della dose reale ricevuta dai caregiver, a seguito della loro interazione con pazienti dimessi di medicina nucleare.

Le formule attualmente in uso per la stima della dose esterna alla popolazione dovuta a pazienti radioattivi si fondano su varie approssimazioni e semplici assunzioni, non tengono conto del metabolismo del paziente e possono risultare poco affidabili per piccole distanze dalla sorgente di radiazione. Il rapido sviluppo di tecniche di Intelligenza Artificiale, combinate a metodi computazionali, sta fornendo strumenti innovativi per la stima in tempo reale della dose quando i dosimetri convenzionali risultano inadeguati o inutilizzabili. Il lavoro proposto ha quindi lo scopo di stimare la dose ai caregiver e ai familiari che vivono con pazienti di medicina nucleare o li assistono senza la necessità di far indossare loro dosimetri fisici, tracciando i loro movimenti in prossimità dei pazienti e utilizzando calcoli accurati del campo di radiazione generato per ogni specifico scenario di interazione. A tal proposito, lo sviluppo di un'applicazione con interfaccia grafica in tempo reale seguirà, per quanto possibile, una metodologia di *gamification*, per promuovere il coinvolgimento, l'apprendimento e la collaborazione dei caregiver e incentivare l'adozione di buone norme comportamentali. Infine, presso le strutture ospedaliere si attuano misure di attività sul paziente da cui risalire alla dose assorbita, al fine di poter decidere se risulta dimissibile secondo i vincoli di dose alla popolazione riportati nelle normative di riferimento. I dati dosimetrici raccolti mediante il sistema di dosimetria online potranno dunque rivelarsi un valido strumento di supporto alle attuali procedure di dimissione, per valutare sia l'affidabilità delle formule di calcolo utilizzate per la stima del rispetto dei vincoli di dose, sia l'efficacia delle norme comportamentali rilasciate ai pazienti alla dimissione.

Finanziamenti

Il lavoro è finanziato dal Bando ISS Ricerca Indipendente 2023 e dal Progetto ECS 0000024 Rome Technopole, – CUP I83C22001000005, PNRR Missione 4 Componente 2 Investimento 1.5, finanziato dall'Unione Europea – NextGenerationEU.

Bibliografia

D'Arienzo M., Contessa G.M., Sandri S. et al., *Management of patients receiving radionuclide therapy with unsealed radionuclides: a proposed approach to the definition of release criteria in Italy*, 2021, Eur. Phys. J. Plus 136, 1055.

ICRP, *Occupational Intakes of Radionuclides: Part 3.*, 2017, ICRP Publication 137. Ann. ICRP 46(3/4).

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, *Release of Patients After Radionuclide Therapy*, 2009, Safety Reports Series No. 63.

Italia. *Decreto Legislativo 101 del 31 luglio 2020*. Attuazione della Direttiva 2013/59/Euratom, che stabilisce norme fondamentali di sicurezza relative alla protezione contro i pericoli derivanti dall'esposizione alle radiazioni ionizzanti, e che abroga le direttive 89/618/Euratom, 90/641/Euratom, 96/29/Euratom, 97/43/Euratom e 2003/122/Euratom e riordino della normativa di settore in attuazione dell'articolo 20, comma 1, lettera a), della legge 117 del 4 ottobre 2019. Gazzetta Ufficiale 201 del 12 agosto 2020 - Supplemento ordinario 29.

Italia. *Decreto Legislativo 25 novembre 2022, n. 203*. Disposizioni integrative e correttive al decreto legislativo 31 luglio 2020, n. 101, di attuazione della direttiva 2013/59/Euratom, che stabilisce norme fondamentali di sicurezza relative alla protezione contro i pericoli derivanti dall'esposizione alle radiazioni ionizzanti, e che abroga le direttive 89/618/Euratom, 90/641/Euratom, 96/29/Euratom,

97/43/Euratom e 2003/122/Euratom e riordino della normativa di settore in attuazione dell'articolo 20, comma 1, lettera a), della legge 4 ottobre 2019, n. 117. (22G00207). Gazzetta Ufficiale Serie Generale n.2 del 03-01-2023.

Polito C., Ciucci D., Martire F. et al., *Release criteria and exposure of caregivers and public after discharge of patients undergoing 131I-MIBG, 131I-Nal and 177Lu-DOTATATE therapies*, 2022, Eur. Phys. J. Plus 137, 1088.

Stendardo G., Nuccetelli C., Grande S., Palma A., Venoso G., Zicari C., Andenna C., Frau G., Bonanno I., Landoni V., Sciuto R., Bruzzaniti V., Cassano B., Iaccarino G., Murtas F., Canzi C., Zito F., Fattibene P., *A real-time system to report abnormal events involving staff in a nuclear medicine therapy unit*, 2023, Radiation Protection Dosimetry, 199(8-9), 962-969.

Stendardo G., Fattibene P., *Sviluppo di un sistema di dosimetria computazionale online per operatori di Medicina Nucleare*, Atti del Convegno Nazionale AIRP 2023, 2023, pp.119-124.

Stendardo G., Andenna C., Fattibene P., Ferrari P., Nuccetelli C., Venoso G., Zicari C., *Evaluation of RESRAD-BUILD and MicroShield codes for the simulation of small accident scenarios in nuclear medicine therapy patients' rooms*, 2024, Eur. Phys. J. Plus, 139, 347.

Atti del Convegno Nazionale AIRP di Radioprotezione
La radioprotezione della popolazione:
esposizioni pianificate ed esistenti in un'ottica di sostenibilità



Sessione 3

Radiazioni non ionizzanti

La protezione di pazienti e lavoratori portatori di dispositivi medici impiantabili ed indossabili dai campi elettromagnetici: da un problema di pochi ad una necessità comune

Eugenio Mattei¹, Cecilia Vivarelli¹, Federica Censi¹, Giovanni Calcagnini¹, Rosaria Falsaperla²

¹ Dipartimento Malattie Cardiovascolari, Endocrino-metaboliche e Invecchiamento, Istituto Superiore di Sanità, Viale Regina Elena 299, (RM)

² Dipartimento Medicina, Epidemiologia, Igiene del Lavoro ed Ambientale, Istituto Nazionale per l'Assicurazione contro gli Infortuni sul Lavoro, via Fontana Candida 1, 00078 (RM)

eugenio.mattei@iss.it

Riassunto

I campi elettromagnetici (CEM) sono oggi sempre più presenti in molteplici attività della nostra vita quotidiana: le comunicazioni wireless, la domotica, la ricarica senza fili di dispositivi elettronici e delle automobili, sono solo alcuni esempi di applicazioni che non sarebbero possibili senza l'utilizzo di tecnologie basate sulla generazione di CEM. Accanto agli indubbi vantaggi che queste tecnologie comportano, è però importante valutare sempre anche i possibili effetti relativi all'interazione con l'ambiente e con il corpo umano. Per quanto riguarda la popolazione non particolarmente sensibile al rischio elettromagnetico, pur essendo oggetto di continuo dibattito e aggiornamento, ad oggi esistono linee guida e normative nazionali e internazionali che definiscono in modo preciso limiti e condizioni di esposizione che, se rispettati, garantiscono la sicurezza per la salute. Diverso è invece il caso dei soggetti definiti particolarmente sensibili ai CEM, per i quali è necessario condurre una valutazione più approfondita. Tra i soggetti particolarmente sensibili ai CEM, i portatori di dispositivi medici impiantabili attivi (DMIA) e dispositivi medici indossabili (DMI) meritano particolare attenzione, alla luce della crescente diffusione di questi dispositivi. Infatti, non solo il loro numero e la loro tipologia sono cresciuti notevolmente, ma si è anche ridotta l'età di primo utilizzo, coinvolgendo sempre più persone in età lavorativa. Questo è un aspetto importante perché, in ambiente di lavoro, i limiti di esposizione definiti per il pubblico possono essere superati e quindi anche le possibili interferenze diventano più probabili. La protezione di pazienti e lavoratori portatori di DMIA e DMI dai CEM è quindi passata da essere un problema limitato a una esigua fetta di popolazione per lo più in età avanzata, a divenire una sfida emergente per la sicurezza di un numero sempre maggiore di pazienti e lavoratori. Questo contributo esplora le problematiche associate all'esposizione ai CEM di pazienti e lavoratori portatori di DMIA e DMI e si propone di fornire degli strumenti utili per i datori di lavoro e/o fisici sanitari per effettuare la valutazione del rischio associato. Verranno descritti i requisiti minimi necessari a DMIA e DMI per poter essere messi in commercio in Europa, in termini di compatibilità elettromagnetica. Sulla base di questa analisi, sarà poi discusso il contesto normativo che, sempre in Europa, definisce le modalità con cui effettuare la valutazione del rischio per i lavoratori con DMIA e DMI esposti ai CEM e verranno fornite indicazioni operative per portare a termine nel modo appropriato questa valutazione.

INTRODUZIONE

I campi elettromagnetici (CEM) sono una componente essenziale della vita moderna, presenti ovunque intorno a noi, sia negli ambienti di vita quotidiana che in quelli lavorativi. Dalle reti Wi-Fi agli elettrodomestici, dai sistemi di comunicazione mobile alle linee elettriche, i CEM giocano un ruolo cruciale nel funzionamento delle tecnologie che utilizziamo ogni giorno. Nella sfera lavorativa, l'uso crescente di dispositivi elettronici, macchinari industriali e apparecchiature mediche ha ulteriormente aumentato la nostra esposizione a questi campi. Mentre i CEM offrono innegabili benefici, facilitando comunicazioni rapide, efficienza produttiva e progresso medico, è fondamentale comprendere e gestire i potenziali rischi associati alla loro esposizione. Questa consapevolezza è essenziale per garantire la sicurezza e il benessere delle persone, proteggendo al contempo le tecnologie da cui dipendiamo quotidianamente. I CEM, infatti, non solo possono interagire direttamente con il nostro corpo e, se di elevata intensità, possono causare effetti nocivi per la salute, ma anche causare malfunzionamenti in altri dispositivi elettronici che operano nelle aree dove questi CEM sono presenti. Entrambe queste interazioni devono essere considerate nel caso particolare delle persone portatrici di dispositivi medici impiantabili attivi (DMIA), come pacemaker e defibrillatori impiantabili, e di dispositivi medici indossabili (DMI), come misuratori di glucosio e pompe per infusione di insulina, oggi sempre più utilizzati anche nella

popolazione in età lavorativa. Per quanto riguarda la sicurezza in ambiente di lavoro, la Direttiva 2013/35 (Commissione Europea, 2013) sui requisiti minimi di salute e sicurezza relativi all'esposizione dei lavoratori ai rischi derivanti da agenti fisici (campi elettromagnetici) stabilisce per i paesi della Comunità Europea i livelli massimi di CEM a cui i lavoratori possono essere esposti. Tali livelli si basano sulle raccomandazioni della Commissione Internazionale per la Protezione dalle Radiazioni Non Ionizzanti (ICNIRP), che definiscono i limiti di esposizione ai CEM in modo da garantire protezione contro effetti nocivi noti per la salute. Questi limiti differiscono per la popolazione generale e per i lavoratori: secondo l'approccio ICNIRP, infatti, i lavoratori, o più precisamente la popolazione esposta professionalmente, comprende adulti esposti a CEM sul posto di lavoro, per attività professionali svolte con regolarità o a seguito di un incarico, generalmente in condizioni note. Il termine popolazione generale si riferisce invece a soggetti di tutte le età ed in diverse condizioni di salute, spesso non consapevoli della propria esposizione ai CEM. Queste considerazioni sono alla base dell'adozione di restrizioni più stringenti per l'esposizione della popolazione generale, rispetto a quella dei lavoratori esposti durante le loro attività professionali. Di conseguenza, nei luoghi di lavoro i livelli massimi di CEM consentiti per la popolazione generale possono essere superati, aumentando il rischio potenziale di interferenze elettromagnetiche (EMI) su DMIA e DMI.

I LAVORATORI PORTATORI DI DMIA E DMI

Per quanto riguarda la popolazione professionalmente esposta non particolarmente sensibile al rischio elettromagnetico, le linee guida ICNIRP e conseguentemente la Direttiva 2013/35, definiscono in modo preciso limiti e condizioni di esposizione che, se rispettati, garantiscono la sicurezza per la salute. Diverso è invece il caso dei soggetti definiti particolarmente sensibili ai CEM, come i portatori di DMIA o DMI, per i quali viene esplicitamente riconosciuto come il rispetto dei limiti indicati nella Direttiva non sia sufficiente a garantire una loro adeguata protezione: episodi di EMI con i DMIA e i DMI possono verificarsi infatti al di sotto di questi livelli e devono quindi essere adottate adeguate precauzioni e misure protettive.

Per i lavoratori portatori di DMIA e DMI è quindi obbligo del datore di lavoro effettuare una valutazione dei rischi derivanti dalla esposizione ai CEM presenti sul luogo di lavoro. Fino allo scorso decennio, questa valutazione era riservata ad una porzione molto limitata della popolazione lavorativa. Oggi invece la situazione è completamente cambiata: i DMIA e i DMI sono sempre più diffusi, per tipologia di dispositivo, per patologia trattata e per la diminuzione dell'età di primo impianto. Una idea più precisa dell'incremento della diffusione di questi dispositivi medici si può avere analizzando l'andamento del numero di impianti di pacemaker (PM) e defibrillatori impiantabili (ICD), che rappresentano i DMIA attualmente più utilizzati, negli ultimi anni. In figura 1 è riportato il numero di impianti (nuovi impianti e sostituzioni) di PM e ICD effettuati in Italia dal 2004 al 2021, calcolato sulla base dei dati riportati nelle schede di dimissione ospedaliera (SDO¹) nazionali. La costante crescita non si è mai arrestata ad eccezione di una flessione nel periodo della pandemia da COVID19, peraltro immediatamente recuperata l'anno successivo.

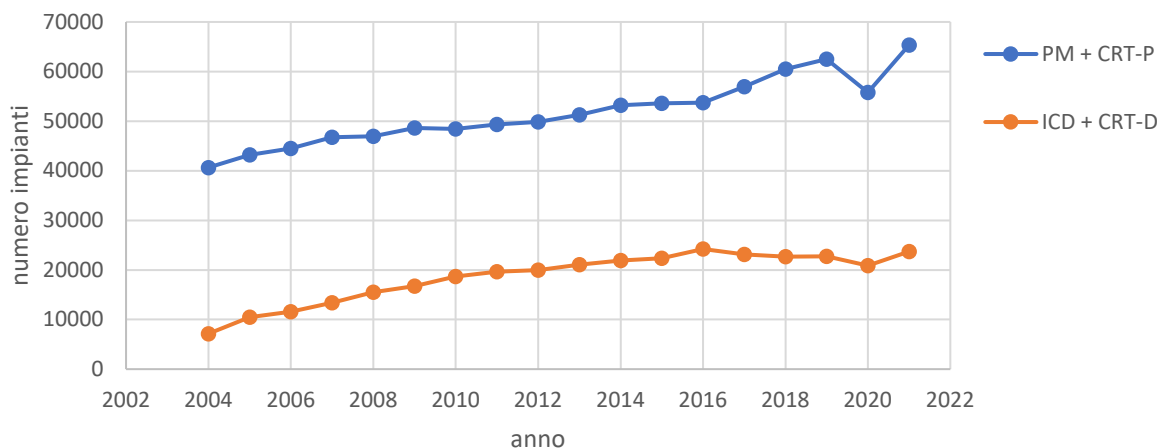
In figura 2 è riportata anche la distribuzione degli impianti per fasce di età, nell'anno 2021. Per quanto il maggior numero di impianti sia ancora a carico della porzione di popolazione intorno agli 80 anni, esiste comunque una significativa percentuale che coinvolge persone in età lavorativa (<70 anni). I dati riportati, inoltre, comprendono sia i casi di primo impianto che di sostituzione dello stesso, per cui, se si considerasse solo il numero dei primi impianti, la distribuzione di età risulterebbe ancora più spostata verso il basso.

La protezione di pazienti e lavoratori portatori di DMIA e DMI dai CEM è quindi passata da essere un problema limitato a una esigua fetta di popolazione per lo più in età avanzata, a divenire una sfida emergente per la sicurezza di un numero sempre maggiore di pazienti e lavoratori. Per i datori di lavoro, per i medici competenti e per i preposti alla sicurezza in ambiente di lavoro è oggi quindi fondamentale saper valutare in modo idoneo e formalmente corretto i rischi connessi con l'esposizione ai CEM per questa categoria di lavoratori. Questa valutazione dei rischi, tuttavia, non è sempre immediata e spesso richiede competenze e conoscenze specifiche e multidisciplinari, con il coinvolgimento di più figure professionali (e.g.

¹ Dati elaborati dall'ISS nell'ambito del progetto CUORE.

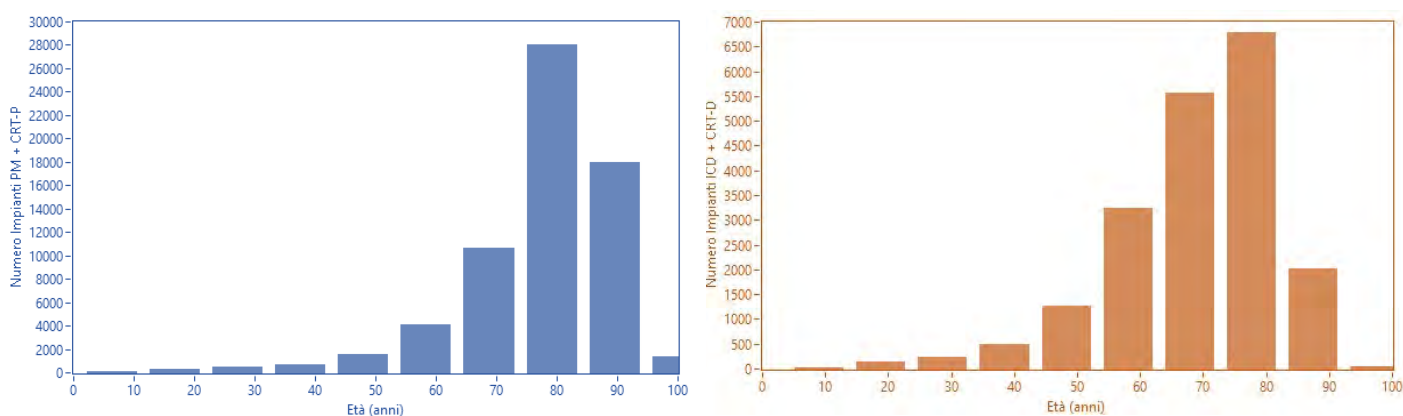
fabbricante del dispositivo medico, medico responsabile dell'impianto o della prescrizione del dispositivo, etc.) che devono tra loro interagire per individuare le migliori soluzioni idonee a garantire la sicurezza ed il benessere del lavoratore.

Figura 1 – Numero di impianti di PM e ICD in Italia



Numero di impianti di PM, ICD e dispositivi di risincronizzazione (CRT-P e CRT-D) secondo i dati riportati nelle schede di dimissione ospedaliera (SDO) in Italia dal 2004 al 2021. Sono conteggiati sia i nuovi impianti che le sostituzioni.

Figura 2 – Numero di impianti di PM e ICD in Italia



Distribuzione per fasce di età del numero di impianti di PM, ICD e dispositivi di risincronizzazione (CRT-P e CRT-D) effettuati in Italia nel 2021. Dati provenienti dalle schede di dimissione ospedaliera (SDO) nazionali.

Scopo di questo documento è fornire degli strumenti utili per i datori di lavoro e/o fisici sanitari per effettuare la valutazione del rischio per i lavoratori con DMIA e DMI esposti ai CEM. Verranno descritti i requisiti minimi necessari a DMIA e DMI per poter essere messi in commercio in Europa, in termini di compatibilità elettromagnetica. Sulla base di questa analisi, sarà poi discusso il contesto normativo che, sempre in Europa, definisce le modalità con cui effettuare la valutazione del rischio per i lavoratori con DMIA e DMI esposti ai CEM e verranno fornite indicazioni operative per portare a termine nel modo appropriato questa valutazione.

LA COMPATIBILITA' ELETTROMAGNETICA DI DMIA E DMI: INQUADRAMENTO NORMATIVO

Il primo passo per poter capire se un dispositivo medico, in presenza di un CEM, può presentare malfunzionamenti, è la conoscenza dei requisiti di immunità elettromagnetica che questi dispositivi devono rispettare prima di poter essere messi sul mercato. Nella Comunità Europea, il nuovo Regolamento sui Dispositivi Medici (MDR, Commissione Europea, 2017)

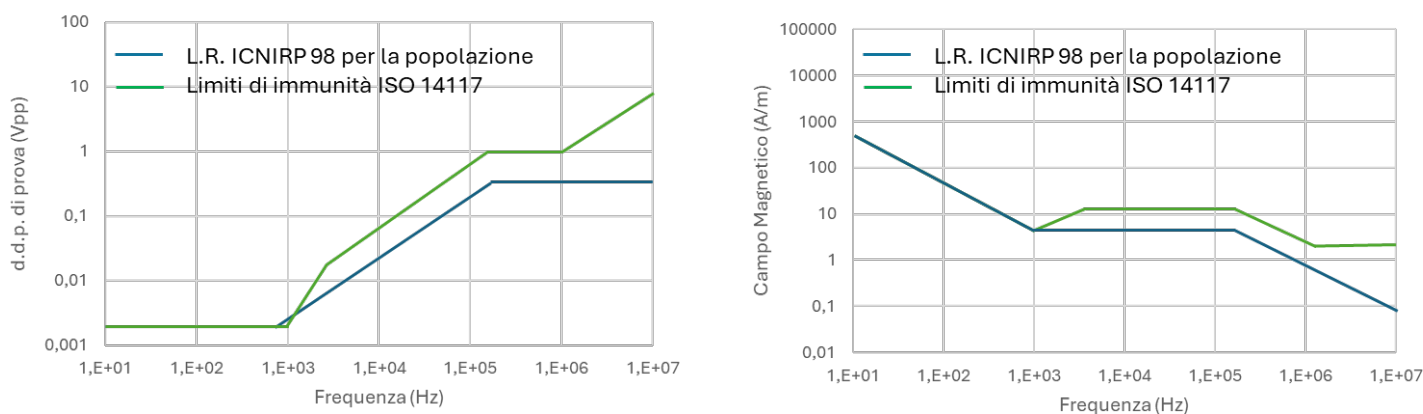
riconosce l'immunità elettromagnetica come requisito essenziale per i dispositivi medici, sia impiantabili che non. La conformità ai requisiti del MDR può essere dimostrata applicando i criteri ed i metodi di prova indicati negli standard tecnici emanati degli enti di normazione internazionali per le varie classi e tipologie di dispositivi medici. Questi standard tecnici non sono obbligatori ma, se rispettati, permettono di ottenere la presunzione di conformità ai requisiti del MDR. Pertanto, i requisiti forniti dagli standard tecnici definiscono i livelli minimi di immunità ai CEM che possiamo ragionevolmente aspettarci dai DMIA e DMI presenti sul mercato. La compatibilità elettromagnetica per queste due categorie di dispositivi medici di DMIA e DMI è affrontata in standard separati che indicano quindi diversi livelli di immunità.

LA COMPATIBILITA' ELETTROMAGNETICA DEI DMIA

Gli standard tecnici che definiscono i requisiti minimi per la compatibilità elettromagnetica dei DMIA appartengono alle famiglie EN 45502 ed ISO 14708. Queste due famiglie differiscono per ente di normazione che le ha promulgate e per aree geografiche nelle quali hanno validità, ma, sostanzialmente sono equivalenti in termini di prescrizioni fornite. Sono strutturate in una norma "orizzontale", valida cioè per tutti i DMIA (EN 45502-1, CEN, 2015 e ISO 14708-1, 2014) e più norme "verticali", specifiche per le diverse tipologie di dispositivo (EN 4502-2-X, e ISO 14708-X). Questi standard coprono tutti gli aspetti legati alla sicurezza ed all'efficacia del dispositivo, dalle proprietà meccaniche, alla sicurezza elettrica e alla compatibilità elettromagnetica. Per quanto riguarda PM e ICD, i requisiti minimi per la compatibilità elettromagnetica sono definiti all'interno di uno standard dedicato, lo standard ISO 14117 (ISO, 2019). Tutte queste norme tecniche hanno un rationale comune: i livelli di immunità ed i relativi metodi di prova sono stati scelti per garantire il corretto funzionamento dei DMIA in presenza dei CEM che possono essere ragionevolmente incontrati nella nostra vita quotidiana. Il riferimento per definire queste condizioni di esposizione ragionevolmente prevedibili è la Raccomandazione Europea 1999/519/EC, che definisce i valori massimi di CEM (da 0 Hz a 300 GHz) a cui può essere esposta la popolazione generale, sulla base delle raccomandazioni presenti nella Linea Guida ICNIRP (Commissione Internazionale per la Protezione dalle Radiazioni Non Ionizzanti) del 1998 (ICNIRP, 1998). In figura 3 è riportato il confronto tra i livelli di prova indicati nello standard ISO 14117 e i livelli di riferimento ICNIRP 1998 per la popolazione generale, nella gamma di frequenza da 10 Hz a 10 MHz. Il confronto è espresso in termini di tensione indotta sullo stadio di ingresso del PM/ICD (Figura 3a) e di campo magnetico generato (Figura 3b). Appare evidente come i livelli di prova dello standard seguano, e spesso siano superiori rispetto ai valori di riferimento ICNIRP. Questo approccio permette quindi di assumere che i rischi per un paziente portatore di un DMIA possono essere considerati accettabili per esposizioni a CEM d'intensità inferiore ai livelli di riferimento ICNIRP 98 per la popolazione.

La stretta relazione che esiste quindi tra i livelli di riferimento ICNIRP e i limiti di immunità stabiliti per i DMIA rappresenta un elemento fondamentale per valutare i rischi dei lavoratori portatori di DMIA ed esposti ai CEM. Sono però necessarie ulteriori considerazioni. Nei luoghi di lavoro è ammesso che i livelli di riferimento stabiliti per la popolazione siano superati. Pertanto, nei luoghi di lavoro, la sicurezza per un lavoratore con DMIA non è più garantita. Inoltre, i suddetti standard tengono conto solo delle sorgenti di CEM che possono essere incontrate in scenari di vita comune (ad esempio telefoni cellulari GSM/LTE, trasmettitori Wi-Fi, ecc.). Le sorgenti di CEM in un ambiente di lavoro possono essere invece molto specifiche in termini di modulazione, tempo di ripetizione degli impulsi, ecc., e possono costituire, in linea di principio, un rischio anche a livelli inferiori ai livelli di riferimento ICNIRP per la popolazione. Sulla base di questi elementi, gli standard attualmente in vigore che definiscono i requisiti minimi per la compatibilità elettromagnetica dei DMIA proteggono ragionevolmente la popolazione generale portatrice di DMIA, ma non sono sufficienti a garantire anche la sicurezza dei lavoratori portatori degli stessi dispositivi.

Figura 3 – Limiti di immunità per PM e ICD



Confronto tra i livelli di immunità richiesti dallo standard ISO 14117 e i livelli di riferimenti ICNIRP 1998 per la popolazione, nell'intervallo di frequenza da 10 Hz a 10 MHz: livello di immunità al campo elettrico (pannello di sinistra – i valori sono espressi in termini di tensione indotta allo stadio di ingresso dell'DMIA, calcolata su una configurazione di loop di impianto di 225 cm²); livello di immunità al campo magnetico (pannello di destra).

LA COMPATIBILITA' ELETTROMAGNETICA DEI DMI

Come già anticipato, gli standard tecnici che garantiscono la presunzione di conformità ai requisiti essenziali del MDR per i DMI sono diversi rispetto a quelli dei DMIA, discussi nel precedente paragrafo. In particolare, per i DMI, la famiglia di standard di riferimento è la EN 60601. Lo standard per la sicurezza di base e le prestazioni essenziali dei dispositivi DMI in presenza di CEM è l'EN 60601-1-2 (CEN, 2021). In modo analogo a quanto visto per i DMIA, per specifiche classi e tipologie di dispositivo, esistono standard particolari di prodotto (EN 60601-2-XX o EN 80601-2-XX) che possono definire condizioni di esposizione ai CEM più restrittive rispetto a quanto previsto nella norma generale EN 60601-1-2, in considerazione delle caratteristiche, del livello di rischio o dell'ambiente di utilizzo previsto dal fabbricante per il dispositivo.

La norma prevede sia test di immunità condotta che radiata. Nel caso specifico dei DMI, si applicano solamente i test radiati, dal momento che i test condotti devono essere effettuati per i dispositivi alimentati a rete o che prevedono cavi paziente di lunghezza superiore ad 1 m.

Per quanto riguarda le prove di immunità radiate, che prendono in considerazione sorgenti di CEM che operano nell'intervallo di frequenze compreso tra 80 MHz e 2,7 GHz, lo standard EN 60601-1-2 definisce i livelli minimi di immunità ai CEM in base all'ambiente di utilizzo in cui il dispositivo dovrà operare secondo le indicazioni fornite dal fabbricante. Specificamente, vengono identificati tre possibili scenari:

- Utilizzo in **ambiente clinico-ospedaliero** (es. ospedale, casa di cura, ...) – livello minimo di immunità al campo elettrico = **3 V/m**;
- Utilizzo in **ambiente domestico** (casa, cinema, ristoranti, ...) – livello minimo di immunità al campo elettrico = **10 V/m**;
- Utilizzo in **ambienti speciali** (es. aree militari, impianti industriali con particolari sorgenti elettromagnetiche, ecc.) – livello minimo di immunità al campo elettrico **da definire caso per caso**.

Il termine "speciale" non significa che questi ambienti siano insoliti, ma solo che il dispositivo è pensato per essere impiegato in ambienti caratterizzati da CEM sostanzialmente diversi rispetto a quelli che si possono trovare in ambienti sanitari o domestici. Per i dispositivi che operano in questi ambienti, è compito del fabbricante stabilire i livelli minimi di immunità ai CEM, sulla base di una analisi dei rischi che tenga conto delle caratteristiche di funzionamento del dispositivo stesso, del livello di pericolosità di un eventuale suo malfunzionamento e delle particolari sorgenti di CEM che si possono trovare nell'ambito di utilizzo.

Tabella 1 – Livelli di immunità previsti e specifiche frequenze per i dispositivi DMI, secondo lo standard EN 60601-1-2

	Frequenza	Livello di immunità	Distanza minima dalla sorgente
CAMPO ELETTRICO	385 MHz	27 V/m	30 cm
	450 MHz	28 V/m	30 cm
	710-745-780 MHz	9 V/m	30 cm
	810-870-930 MHz	28 V/m	30 cm
	1720-1845-1970 MHz	28 V/m	30 cm
	2450 MHz	28 V/m	30 cm
	5240-5500-5785 MHz	9 V/m	30 cm
CAMPO MAGNETICO	50 – 60 Hz	30 A/m	15 cm
	30 kHz	8	15 cm
	134,2 kHz	65	15 cm
	13,56 MHz	7,5	15 cm

Per quanto riguarda i DMI, la loro stessa natura implica che questi si muovano con il paziente e che quindi sperimentino tutte le condizioni di esposizione ai CEM che il paziente stesso sperimenta nel corso della sua vita quotidiana. È quindi ragionevole assumere che per i DMI i livelli di immunità minimi debbano almeno essere quelli previsti per i dispositivi medici ad uso domestico (i.e. 10 V/m).

In aggiunta a questo livello di immunità base, sono previsti limiti più stringenti a particolari frequenze, corrispondenti a quelle utilizzate dei più diffusi sistemi di comunicazione mobile (Vivarelli et al, 2024).

Anche i limiti in termini di campo magnetico sono dati solo per frequenze specifiche, corrispondenti a quelle che tipicamente possono essere incontrare nei normali ambienti di vita quotidiana. In tabella 1 sono riportati le frequenze per le quali sono previsti limiti di immunità specifici, i relativi valori di campo e le minime distanze di sicurezza che devono essere rispettate.

COME ESEGUIRE LA VALUTAZIONE DEL RISCHIO

LA VALUTAZIONE DEL RISCHIO PER I LAVORATORI CON DMIA

Per la valutazione dei rischi dei lavoratori portatori di DMIA la Comunità Europea ha emanato specifici standard e linee guida (Commissione Europea, 2015) che forniscono al datore di lavoro le indicazioni su come effettuare tale valutazione. In particolare, si può fare riferimento agli standard della famiglia EN 50527 che, in modo analogo a quanto già visto relativamente agli standard tecnici discussi nei precedenti paragrafi, sono strutturati in una norma orizzontale (EN 50527-1, CEN, 2016) che si applica per tutti i DMIA, e più norme verticali, specifiche per le diverse tipologie di DMIA (EN 50527-2-1, CEN, 2016, per i PM, EN 50527-2-2, CEN, 2018, per gli ICD). In questo caso però, le norme tecniche verticali non forniscono condizioni più stringenti rispetto alla norma orizzontale, ma devono essere prese in considerazione solo se le indicazioni fornite nella norma orizzontale non sono sufficienti a completare in modo esaustivo l'analisi dei rischi.

In generale, le norme della famiglia 50527 prevedono un percorso per effettuare la valutazione dei rischi del lavoratore con DMIA esposto a CEM che parte da un'analisi semplificata iniziale, seguita, quando necessario, da una valutazione del rischio specifica più approfondita. L'analisi semplificata iniziale parte dall'identificazione di tutte le sorgenti di CEM attive nel luogo di lavoro e dal loro confronto con una lista di apparecchiature riportate in una tabella, chiamata "white-list". Una tabella generale, valida per tutti gli DMIA, è riportata nella EN 50527-1. Questa tabella viene poi modificata e dettagliata negli standard particolari EN 50527-2-X, in base alle caratteristiche specifiche della tipologia di DMIA considerata.

Una volta identificate tutte le sorgenti di CEM, l'analisi semplificata può essere considerata sufficiente a concludere che non sussistono rischi significativi per il lavoratore con DMIA se:

- Tutte le sorgenti di CEM sono elencate nella tabella;
- Tutte le sorgenti di CEM sono utilizzate in conformità con le indicazioni riportate nella colonna "eccezioni e osservazioni";
- Il dipendente con DMIA non ha ricevuto avvertimenti specifici dal medico responsabile che l'DMIA possa essere suscettibile di EMI da una delle apparecchiature presenti.

L'analisi semplificata si basa sull'assunzione che le sorgenti di CEM elencate nella white-list generano condizioni di esposizione ai CEM che sono al di sotto del livello di riferimento definito dalle linee guida ICNIRP del 1998 per la popolazione. Poiché gli standard tecnici che affrontano la compatibilità elettromagnetica dei DMIA definiscono i livelli di test di immunità per garantire il corretto funzionamento del dispositivo fino al livello di riferimento ICNIRP 1998 per la popolazione, i luoghi di lavoro dove tali limiti non sono superati possono essere considerati ragionevolmente sicuri per il lavoratore con un DMIA.

Se una delle condizioni precedentemente menzionate non è verificata, deve essere effettuata una valutazione del rischio specifica, in conformità con le indicazioni fornite nell'Allegato A degli standard. Secondo tale allegato, la valutazione del rischio dovrebbe coinvolgere: i) il datore di lavoro e, se applicabile, il personale preposto al controllo della sicurezza sul luogo di lavoro e/o il medico competente; ii) il dipendente con DMIA e il suo medico responsabile; iii) esperti tecnici, come ad esempio il produttore dell'DMIA. L'analisi specifica può essere condotta seguendo due metodi alternativi:

- Il primo, definito "approccio non clinico", basa la valutazione del rischio su misurazioni, calcoli e/o informazioni fornite dal produttore del DMIA, e non coinvolge direttamente il lavoratore.
- Il secondo, definito "approccio clinico" prevede che il dipendente con DMIA sia esposto sotto supervisione clinica alle situazioni di esposizione prevedibili in condizioni reali o in un ambiente controllato che simula la situazione di esposizione sul posto di lavoro. Il comportamento dell'DMIA deve quindi essere monitorato e controllato, ad esempio tramite telemetria, durante e dopo l'esposizione ai CEM, per verificare ogni tipo di effetto indotto ed eventuale EMI causata.

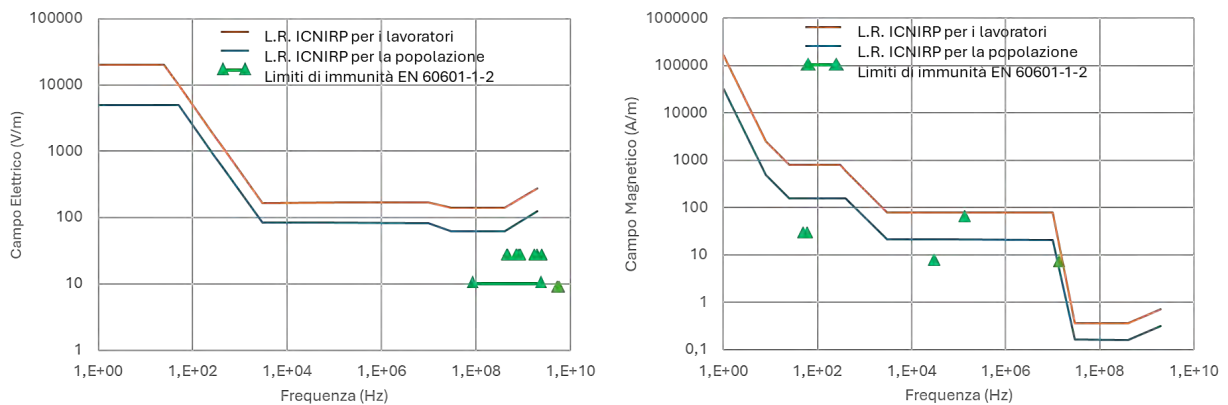
LA VALUTAZIONE DEL RISCHIO PER I LAVORATORI CON DMI

Ad oggi non esiste nessun standard tecnico che affronti in modo specifico la valutazione del rischio per lavoratori portatori di DMI. In altre parole, per i DMI non esiste uno standard equivalente all' EN 50527-1 per i DMIA. Tuttavia, lo stesso standard EN 50527-1 può essere preso come riferimento per condurre questa valutazione in modo efficace e formalmente corretto. I differenti livelli di immunità previsti per DMI e DMIA non permettono di considerare immediatamente sicure le sorgenti riportate nella white-list della EN 50527-1 anche per i DMI. Tuttavia, è possibile utilizzare lo stesso ragionevole con cui la tabella è stata costruita e confrontare i valori del campo misurati sul posto di lavoro con i livelli di test di immunità specificati nello standard tecnico EN 60601-1-2. Nell'effettuare questo confronto è importante ricordare che i livelli di immunità richiesti ai DMI non sono stati scelti sulla base di un legame con i limiti per l'esplosione umana, e questo genera una importante criticità. Come emerge infatti dai grafici riportati in fig. 4 (pannello di sinistra), il minimo livello di immunità al campo elettrico richiesto ai DMI (10 V/m) è più basso rispetto ai livelli di riferimento previsto delle linee guida ICNIRP, anche per la popolazione generale. Questo implica che, anche in condizioni in cui i livelli di riferimento per la popolazione siano rispettati, il corretto funzionamento del dispositivo non è garantito.

Per quanto riguarda il campo magnetico, i livelli di immunità sono relativamente vicini ai livelli di riferimento ICNIRP, anche se però coprono un numero di frequenze molto ristretto (fig. 4, pannello di destra). Nel processo di valutazione dei rischi, particolare attenzione deve essere data alle sorgenti che operano in bande di frequenza che richiedono test a frequenze e livelli di campo specifici. Inoltre, bisogna considerare eventuali limiti più stringenti stabiliti negli standard specifici per la particolare tipologia di DMI (ad esempio, EN 80601-2-XX o EN 60601-2-XX), se applicabili. Se i valori di campo elettromagnetico misurati in ambiente di lavoro sono

inferiori ai livelli di test di immunità indicati nello standard e la distanza da qualsiasi sorgente RF è maggiore di quella utilizzata dal produttore durante i test EMC (tipicamente 30 cm, se non indicato diversamente nel manuale del dispositivo), il rischio per il lavoratore può essere considerato accettabile. Altrimenti, il corretto funzionamento del dispositivo non può essere garantito, e una valutazione più approfondita è necessaria. Questa valutazione deve essere effettuata con un'analisi caso per caso, in base alle caratteristiche del dispositivo medico e alle condizioni di esposizione ai CEM. Anche per questa analisi specifica, l'approccio generale descritto per DMIA può essere esteso ai DMI: in particolare, la valutazione del rischio specifica può essere effettuata seguendo i due possibili metodi investigativi precedentemente menzionati: metodi clinici (o in vivo) e metodi non clinici.

Figura 4 – Livelli di immunità dei DMI e livelli di riferimento ICNIRP



Confronto tra i livelli di immunità richiesti dallo standard EN 60601-1-2 ed i livelli di riferimenti (L.R.) ICNIRP per la popolazione ed i lavoratori, nell'intervallo di frequenza da 1 Hz a 2 GHz: campo elettrico (pannello di sinistra); campo magnetico (pannello di destra). Le curve dei L.R. sono costruite secondo le linee guida ICNIRP 2010 (1Hz- 100 kHz) e 2020 (100 kHz- 2 GHz).

Indipendentemente dal metodo di indagine seguito, se il processo di valutazione identifica condizioni di rischio inaccettabili, sarà necessario definire aree di accesso limitato o interdette per il lavoratore con il DMI. Un possibile risultato di questo processo potrebbe anche portare alla modifica del ruolo lavorativo e alla conseguente riallocazione del lavoratore.

Per i lavoratori con DMI, è importante considerare il caso particolare dei dispositivi pensati per operare in ambienti speciali rispetto alle possibili condizioni di esposizione ai CEM. Gli ambienti speciali possono includere luoghi di lavoro particolari (ad esempio, impianti di produzione industriale, fonderie, cucine industriali, ecc.) e per loro devono essere definiti limiti di immunità specifici, in conformità con quanto dichiarato nello standard EN 60601-1-2. Il produttore deve effettuare un'analisi del rischio specifica per stabilire questi livelli di immunità, che devono essere riportati nel manuale del dispositivo, insieme a eventuali frequenze e distanze di test non coperte dallo standard. È responsabilità del datore di lavoro verificare questi limiti e confrontarli con le condizioni di esposizione sul posto di lavoro, al fine di individuare eventuali rischi per il personale o dimostrarne l'assenza.

CONCLUSIONI

La valutazione del rischio per i lavoratori con DMIA o DMI, che tutti i datori di lavoro devono eseguire secondo quanto previsto dalla Direttiva UE 2013/35/UE, comporta un'analisi approfondita e una caratterizzazione precisa delle sorgenti di CEM presenti nel luogo di lavoro. In questo documento sono fornite indicazioni pratiche per effettuare tale valutazione dei rischi in modo efficace e formalmente corretto, conformemente alle normative vigenti nella Comunità Europea. Per i DMIA, la procedura generale di valutazione del rischio deve essere condotta secondo le indicazioni fornite negli standard tecnici della famiglia EN 50527. L'assunzione alla base di tali standard, che consente in molti casi di effettuare un'analisi dei rischi semplificata, è che i luoghi di lavoro dove i livelli di riferimento ICNIRP 98 per la popolazione non sono superati possono essere considerati ragionevolmente sicuri per il lavoratore con DMIA.

Per quanto riguarda i DMI, attualmente non esiste uno standard specifico per la valutazione del rischio dei lavoratori con DMI esposti ai CEM. La valutazione del rischio può essere eseguita confrontando i livelli di test di immunità adottati nello standard EN 60601-1-2 o in qualsiasi altro standard specifico del DMI con i valori di campo elettrico e magnetico misurati nell'ambiente di lavoro. Se questi valori non sono superati, il luogo di lavoro può considerarsi ragionevolmente sicuro per il lavoratore con DMI. In caso contrario, è necessario effettuare ulteriori valutazioni, per le quali possono comunque essere prese come riferimento le indicazioni fornite negli standard per i DMIA.

Bibliografia

- Comité Européen de Normalisation (CEN). EN 45502-1:2015: *Implants for surgery – Active implantable medical devices - Part 1: General requirements for safety, marking and for information to be provided by the manufacturer*. 2015.
- Comité Européen de Normalisation (CEN). EN 50527-1:2016 - *Procedure for the assessment of the exposure to electromagnetic fields of workers bearing active implantable medical devices - Part 1: General*. 2016.
- Comité Européen de Normalisation (CEN). EN 50527-2-1:2016: *Procedure for the assessment of the exposure to electromagnetic fields of workers bearing active implantable medical devices - Part 2-1: Specific assessment for workers with cardiac pacemakers*. 2016.
- Comité Européen de Normalisation (CEN). EN 50527-2-2:2018: *Procedure for the assessment of the exposure to electromagnetic fields of workers bearing active implantable medical devices Part 2-2: Specific assessment for workers with cardioverter defibrillators (ICDs)*. 2018.
- Comité Européen de Normalisation (CEN). EN 60601-1:2005 + A1:2012 + A2:2020: *Medical electrical equipment part 1: general requirements relating to basic safety and essential performance*. 2020.
- Comité Européen de Normalisation (CEN). EN 60601-1-2: 2015 + A1:2021: *Medical electrical equipment part 1: general requirements relating to basic safety and essential performance—collateral standard: electromagnetic compatibility—requirements and tests*. 2021.
- European Commission, Directive 2013/35/EU of the European Parliament and of the Council of 26 June 2013 on the *Minimum Health and Safety Requirements regarding the Exposure of Workers to the Risks Arising from Physical Agents (Electromagnetic Fields)* (20th Individual Directive within the Meaning of Article 16(1) of Directive 89/391/EEC) and repealing Directive 2004/40/EC; 2013.
- European Commission, *Non-binding guide to good practice for implementing Directive 2013/35/EU Electromagnetic Fields*. 2015. Disponibile su [Guida non vincolante di buone prassi per l'attuazione della direttiva 2013/35/UE relativa ai campi elettromagnetici Guida per le PMI \(portaleagentifisici.it\)](https://portaleagentifisici.it/guida-non-vincolante-di-buone-prassi-per-lattuazione-della-direttiva-2013/35/UE-relativa-ai-campi-elettromagnetici), ultimo accesso Agosto 2024.
- European Commission, *Regulation (EU) 2017/745 of the European Parliament and of the Council of 5 April 2017 on medical devices (MDR)*. Brussels; 2017.
- European Standard EN 50527-1. *EMC exposure assessment procedure for workers with active implantable medical devices (AIMD)—part 1: general requirements*. 2016.
- International Commission on Non-Ionizing Radiation Protection (ICNIRP). *Guidelines for limiting exposure to time-varying electric, magnetic, and electromagnetic fields (up to 300 GHz)*. Health Phys 74(4):494–522; 1998.
- International Commission on Non-Ionizing Radiation Protection (ICNIRP). *Guidelines for limiting exposure to time-varying electric and magnetic fields (1 Hz to 100 kHz)*. Health Phys 99:818–836; 2010.
- International Commission on Non-Ionizing Radiation Protection (ICNIRP). *Guidelines for limiting exposure to electromagnetic fields (100 kHz to 300 GHz)*. Health Phys 118:483–524; 2020.
- International Standard Organization (ISO). ISO 14117:2019 - *Active implantable medical devices — Electromagnetic compatibility — EMC test protocols for implantable cardiac pacemakers, implantable cardioverter defibrillators and cardiac resynchronization devices*; 2019.
- International Standard Organization (ISO). ISO 14708-1:2014 - *Implants for surgery — Active implantable medical devices Part 1: General requirements for safety, marking and for information to be provided by the manufacturer*. 2014.
- Vivarelli C, Censi F, Calcagnini G, Falsaperla R, Mattei E. *Risk Assessment for Workers with Wearable Medical Devices Exposed to Electromagnetic Fields*. Health Phys. 2024 Aug 1;127(2):269-275.



Finanziamenti

Il lavoro è stato finanziato con i fondi del progetto BRIC 2022 – ID 36 Valutazione e gestione del rischio derivante da esposizione a nuove sorgenti di campo elettromagnetico per la tutela dei lavoratori portatori di dispositivi medici impiantabili attivi.

Valutazione sperimentale della compatibilità elettromagnetica di dispositivi medici impiantabili attivi in diversi ambienti di lavoro

Federica Censi(1)*, Cecilia Vivarelli(1), Eugenio Mattei(1), Giovanni Calcagnini(1), Andrea Bogi(2), Nicola Stacchini(2), Moreno Comelli(3), Nicola Zoppetti(3), Giancarlo Burriesci(4), Simona D'Agostino(5), Riccardo Di Liberto (6), Rosaria Falsaperla(4)

¹Department of Cardiovascular, Endocrine-metabolic Diseases and Aging, Italian National Institute of Health, Roma, Italia

²Physical Agents Sector, Regional Health Laboratory, Siena, Italia

³Institute of Applied Physics "Nello Carrara" (CNR-IFAC), Firenze, Italia

⁴Department of Occupational and Environmental Medicine, Epidemiology and Hygiene, Italian National Institute for Insurance against Accidents at Work, Rome, Italia

⁵DIET, Department of Information Engineering, Electronics and Telecommunications, Sapienza University of Rome, Italia

⁶SC Fisica Sanitaria, Fondazione IRCCS Policlinico San Matteo, Pavia, Italia

federica.censi@iss.it

Riassunto

I lavoratori portatori di dispositivi medici impiantabili attivi (DMIA) sono considerati particolarmente sensibili al rischio se esposti a campi elettromagnetici e, in accordo con la Direttiva 2013/35/UE, il datore di lavoro deve condurre una valutazione del rischio approfondita e individuale. Tra gli ambienti di lavoro in cui il livello di campo elettromagnetico (CEM) può superare i livelli di immunità dei DMIA ci sono gli ambienti sanitari, i centri estetici e di fisioterapia e alcuni impianti industriali. In questo lavoro sono riportati i risultati di campagne di misura per la valutazione sperimentale in vitro della compatibilità elettromagnetica dei DMIA in questi ambienti di lavoro. Le campagne di misura seguono l'approccio in-vitro suggerito dalla famiglia di norme EN 50527, mediante l'utilizzo di un fantoccio che permette di eseguire test non solo in condizioni reali ma anche simulando le condizioni di caso peggiore, che possono essere lontane dalla pratica abituale, ma che massimizzano l'interazione tra la sorgente di CEM e il DMIA, senza il coinvolgimento diretto del lavoratore. Sette sorgenti di CEM in ambiente di lavoro sono state caratterizzate e valutate in termini di analisi del rischio verso lavoratori con DMIA: un'unità di elettrochirurgica (bisturi elettrico), uno stimolatore magnetico transcranico, una saldatrice ad arco, due dispositivi utilizzati a fini estetici, un'apparecchiatura per la Tecar terapia e una per la magnetoterapia. Il fantoccio è stato progettato per ospitare il PM e per monitorarne il comportamento quando esposto al CEM attraverso un registratore di segnali elettrici. L'attività del DMIA testati è stata alterata dalla saldatrice ad arco che ha causato l'inibizione del dispositivo e parzialmente dallo stimolatore magnetico transcranico che ha innescato la modalità di protezione da rumore esterno. Tutte le altre sorgenti non hanno causato interferenza. I fenomeni di interferenza si sono verificati in condizioni di caso peggiore in cui l'accoppiamento tra l'impianto e la sorgente era massimizzato e il segnale interferente era modulato in ampiezza ad una frequenza vicina al battito cardiaco. Questi risultati possono essere usati come evidenza scientifica e dati di letteratura per identificare particolari scenari per i quali non è possibile escludere a priori la possibilità di interferenze elettromagnetiche e pertanto è necessario condurre una valutazione del rischio specifica.

INTRODUZIONE

I pacemaker (PM) e i defibrillatori impiantabili (Implantable Cardioverter Defibrillator, ICD) sono dispositivi medici impiantabili attivi (DMIA) necessari in caso di specifiche aritmie cardiache [Poole, 2014].

Ogni anno in tutto il mondo vengono impiantati oltre un milione di PM e oltre 200.000 ICD e si prevede che questi numeri cresceranno dato l'invecchiamento della popolazione e l'ampliamento delle indicazioni all'impianto. I DMIA sono particolarmente sensibili ai campi elettromagnetici (CEM) data la loro struttura interna e il loro modo di funzionamento. Gli standard tecnici internazionali relativi ai DMIA richiedono che questi dispositivi siano immuni a determinati livelli di CEM [ISO 14117, 2019], definiti sulla base dell'ambiente elettromagnetico prevedibile per la popolazione generale derivabili dalle linee guida della

Commissione internazionale per la protezione dalle radiazioni non ionizzanti (ICNIRP) del 1998 [ICNIRP, 1998].

Per questo motivo, in ambienti di lavoro in cui i livelli di riferimento ICNIRP per la popolazione generale possono essere superati, la sicurezza per un lavoratore che indossa un DMIA non è più garantita. Inoltre, gli standard tecnici relativi ai DMIA prendono in considerazione solo le fonti di campi elettromagnetici che possono essere incontrate in scenari di vita comune (ad esempio, telefoni cellulari GSM/LTE, trasmettitori WiFi), mentre le fonti di campi elettromagnetici in un ambiente di lavoro possono essere molto specifiche (in termini di modulazione, tempo di ripetizione degli impulsi, ecc.) e possono rappresentare, in linea di principio, un rischio anche a livelli inferiori rispetto ai livelli di riferimento ICNIRP per la popolazione generale. Di conseguenza, gli standard esistenti proteggono ragionevolmente la popolazione impiantata con un DMIA, ma non sono sufficienti a proteggere i lavoratori impiantati. Questo è il motivo per cui, nel contesto del quadro di salute e sicurezza sul lavoro, i lavoratori con DMIA sono identificati come un gruppo particolarmente a rischio che deve essere protetto dai pericoli causati dall'interferenza da CEM.

Tra gli ambienti di lavoro in cui i livelli di CEM possono superare i livelli di immunità dei DMIA ci sono gli ambienti sanitari, i centri estetici e di fisioterapia e alcuni impianti industriali. In questi ambienti i dispositivi utilizzati possono disperdere nell'ambiente CEM il cui valore non è sempre sotto controllo. In Europa è stata sviluppata una serie di standard tecnici (famiglia EN 50527) per supportare e guidare il datore di lavoro nella valutazione del rischio dei lavoratori che indossano DMIA [EN 50527-1, 2016, EN 50527-2-1, 2016, EN 50527-2-2, 2018]. Gli standard elencano una serie di fonti note (whitelist) il cui effetto sugli DMIA può essere facilmente gestito e propongono procedure di valutazione del rischio per le altre fonti di CEM. Queste procedure non sono sempre semplici e coinvolgono diverse competenze relative alla salute e sicurezza sul lavoro, alla medicina del lavoro, e alla tecnologia dell'AIMD. Inoltre, possono richiedere misurazioni in vitro, calcoli e il coinvolgimento del lavoratore portatore di DMIA nei test in vivo.

In questo articolo vengono presentati esempi pratici di valutazione del rischio, che rappresentano i risultati di progetti finanziati dall'INAIL (Istituto Nazionale per l'Assicurazione contro gli Infortuni sul Lavoro—Ricerca BRIC ID 30/2016). In particolare, vengono descritte campagne di misura eseguite considerando sette sorgenti di CEM presenti in diversi ambienti di lavoro: un'unità di elettrochirurgica (ESU), uno stimolatore magnetico transcranico (TMS), una saldatrice ad arco, due dispositivi utilizzati a fini estetici, un'apparecchiatura per la Tecar terapia e una per la magnetoterapia. Le sette sorgenti di CEM valutate in questo lavoro non sono incluse nella whitelist della EN50527-2-1 [EN 50527-2-1, 2016] e sono ampiamente utilizzate in ambienti di lavoro industriali, clinici, fisioterapici e centri estetici. È quindi necessaria una valutazione del rischio specifica. Le campagne di misura hanno seguito un approccio in vitro mediante un fantoccio. Lo scopo è quello di fornire evidenze sperimentali che possano aiutare il datore di lavoro nella valutazione del rischio dei lavoratori con DMIA e descrivere un approccio generale da seguire nel condurre questa valutazione, attraverso test/misurazione in vitro, come suggerito negli standard internazionali.

PACEMAKER E DEFIBRILLATORI IMPIANTABILI

I PM e ICD sono dispositivi a batteria che aiutano il cuore a battere a un ritmo regolare. Questi dispositivi sono dotati di una batteria e di componentistica elettronica che è in grado di monitorare l'attività del cuore e di generare impulsi elettrici quando necessario. Questi dispositivi sono composti da un generatore con una batteria e da un elettrocattetero che collega il generatore al cuore al fine di rilevarne l'attività elettrica e di trasmettere impulsi. Un PM invia impulsi elettrici al cuore quando necessario per aiutare il corretto pompaggio del sangue in caso di bradicardia. L'ICD è utilizzato per rilevare la tachicardia o fibrillazione e fornire l'adeguata terapia elettrica per ripristinare il battito cardiaco normale. Molti ICD possono anche funzionare come PM, fornendo impulsi elettrici per correggere anche la bradicardia. Data la natura potenzialmente vitale di questi dispositivi, l'interazione tra CEM e DMIA cardiaco è oggetto di dibattito, studio e ricerca in ambito industriale e normativo. I rischi associati a tali interazioni includono l'inibizione del dispositivo o la somministrazione di una

terapia inappropriata che, nel peggiore dei casi, potrebbe causare gravi lesioni o la morte del paziente. In particolare, l'esposizione di un impianto PM/ICD a un CEM può indurre correnti dall'elettrocattetero al cuore causando fibrillazione e/o può indurre tensioni nell'elettrocattetero che impediscono al dispositivo di monitorare correttamente il segnale cardiaco intrinseco. La possibilità di interferenza elettromagnetica (IEM) dipende da diversi fattori: il contenuto di frequenza del segnale CEM, il tipo di modulazione, la potenza del segnale, la vicinanza al paziente, i fattori di accoppiamento e la durata dell'esposizione.

IL QUADRO NORMATIVO

L'attuale quadro normativo per PM e ICD fornisce una ragionevole sicurezza per questi dispositivi rispetto ai CEM fino ai livelli di riferimento ICNIRP per la popolazione generale [ISO 14117, 2019, ICNIRP, 1998]. Gli standard di prodotto per i DMIA tengono conto dei CEM emessi da trasmettitori portatili fino a 3 GHz. Le frequenze superiori a 3 GHz non sono attualmente considerate negli standard di prodotto sulla base delle seguenti considerazioni: il numero e il tipo di emettitori a frequenze superiori a 3 GHz; la maggiore protezione del dispositivo offerta dall'attenuazione dell'involucro e del tessuto corporeo alle frequenze delle microonde; le prestazioni dei filtri e delle altre soluzioni tecnologiche presenti nei PM/ICD, pensate per attenuare soprattutto segnali con frequenze < 3 GHz; la ridotta sensibilità dei circuiti alle frequenze delle microonde. Per quanto riguarda gli effetti indotti da campo elettrico gli standard di prodotto definiscono i livelli di immunità dei DMIA in termini di valori di tensione (V) o corrente (A) direttamente iniettati nel dispositivo e di potenza iniettata (W) in un'antenna dipolo posizionata a 2,5 cm dal dispositivo. Per quanto riguarda le sorgenti CEM, nella maggior parte dei Paesi devono rispettare i limiti stabiliti dall'ICNIRP nel 1998, mentre altri Paesi applicano leggi nazionali che stabiliscono limiti ancora più severi. I limiti sono espressi in termini di esposizione mediata spazialmente e temporalmente espressa come intensità del campo elettrico in V/m.

Questi limiti, tuttavia, non tengono conto dei possibili effetti dei CEM sui DMIA. In primo luogo, il limite del valore del campo elettrico è relativo ad una misura mediata nel tempo, quindi, non sono esclusi picchi di potenza di breve durata (~secondi), che potrebbero causare interferenze con i circuiti elettronici del dispositivo impiantabile. In secondo luogo, non è semplice correlare il valore del campo elettrico (V/m) misurato in un dato punto con il valore di immunità dei DMIA (dato in termini di tensione o corrente iniettata nel dispositivo e potenza iniettata (W) in un'antenna dipolo posta a 2,5 cm dal dispositivo). Considerazioni simili possono essere fatte per i livelli di immunità dei campi magnetici, che sono espressi in termini di A/m.

Secondo la normativa europea, i dispositivi utilizzati in ambiente sanitario e nei centri di estetica e fisioterapia che emettono CEM per trattare il paziente/soggetto devono soddisfare i requisiti di emissione dei CEM stabiliti sulla base delle linee guida ICNIRP, ad eccezione dei campi elettromagnetici utilizzati per il trattamento. Questi dispositivi devono in ogni caso essere progettati e fabbricati in modo da ridurre al minimo l'esposizione di pazienti, utilizzatori e altre persone all'emissione di radiazioni incidentali, isolate o diffuse. Inoltre, i produttori sono tenuti a fornire nelle istruzioni per l'uso informazioni dettagliate sulla natura, il tipo, l'intensità e la distribuzione delle radiazioni emesse. Tuttavia, queste informazioni sono spesso mancanti ed è quindi difficile valutare il rischio di esposizione.

LA CAMPAGNA DI MISURE

La metodologia utilizzata è stata derivata direttamente dalle indicazioni della EN50527-2-1 per test/misurazioni in vitro. È stato utilizzato un fantoccio omogeneo al cui interno è posizionato un impianto di DMIA. Il fantoccio con il DMIA è stato quindi esposto alla sorgente CEM di interesse e il comportamento del DMIA è stato monitorato da un registratore di segnali elettrici. Per ciascuna delle sette sorgenti CEM, sono state identificate e testate le condizioni di esposizione che hanno determinato il massimo accoppiamento di campo elettrico e magnetico con l'impianto.

IL FANTOCCIO

Il fantoccio trasparente in PVC (cloruro di polivinile) riproduce il tronco e le cosce di un uomo di 75 kg, con un volume interno di circa 50 L (fig 1a).

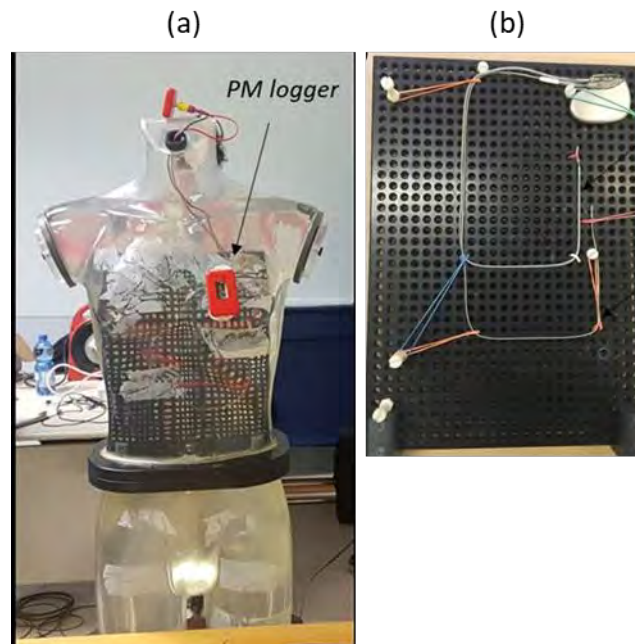


Figura 1 – Fantoccio antropomorfo

Per consentire lo spostamento del fantoccio vicino alla sorgente CEM, la parte inferiore del fantoccio è fissata su un supporto di plastica dotato di ruote. Tutti i componenti metallici sono stati rimossi per evitare qualsiasi modifica indesiderata delle condizioni di esposizione. Il fantoccio è riempito con soluzione salina (acqua + NaCl). Per simulare le proprietà dielettriche del corpo umano, che variano in funzione della frequenza del CEM di interesse, la conduttività elettrica media ponderata sui tessuti è stata calcolata dal database del Consiglio Nazionale delle Ricerche italiano [Andreuccetti, D, 2007]. Prima di iniziare i test, la conduttività della soluzione salina è stata controllata utilizzando un conduttivimetro (HI8733, Hanna Instruments™, Campanile, Italia) e, se necessario, sono state apportate piccole modifiche alla concentrazione di cloruro di sodio (NaCl) per ottenere i valori di conduttività opportuni per ciascuna frequenza di interesse.

Il DMIA è stato fissato all'interno del modello su una griglia graduata in PVC (20 cm × 38 cm, fig.1b) che ha consentito di disporre gli elettrocateri in percorsi stabili e riproducibili con un'area facilmente misurabile. In particolare, il DMIA è stato collegato a due elettrocateri, disposti in modo da formare un'area di 165 cm² (cavo di stimolazione/rilevamento atriale) e 225 cm² (cavo di stimolazione/rilevamento ventricolare), rispettivamente (Figura 1b). Quest'ultimo valore (225 cm²) è considerato l'area di induzione massima nella norma EN50527-2-1. I DMIA sono stati programmati per il rilevamento (sensing) al valore più sensibile alle interferenze elettromagnetiche per riprodurre le condizioni di caso peggiore. Per monitorare il funzionamento del PM/ICD durante l'esposizione al CEM, è stato utilizzato un logger personalizzato (basato sul front-end analogico per applicazioni ECG ADS1291, Texas Instruments, Dallas, TX, USA) posto a contatto con la soluzione salina tramite due elettrodi Ag/AgCl posizionati sul torace del fantoccio. Il logger memorizza la tensione registrata tra i due elettrodi su una scheda Secure Digital (SD).

LE SORGENTI CEM

Le 7 sorgenti CEM testate sono state:

- 1) Unità di elettrochirurgia: ME402 Maxium (KLS Martin);
- 2) Stimolatori transcranici: STM900 (ATES Medical Device, Colognola, VR) e Magstim@Bstim2 (Magstim Company, Whiteland, Regno Unito);

- 3) Saldatrice ad arco: Saldatrice MIG TPS500i Pulse (Fronius International GmbH, Froniusplatz 1 4600 Wels);
- 4) Velvet Skin (Top Quality Aesthetic.): certificato come dispositivo medico per ringiovanimento facciale e rimodellamento corporeo. Usa segnali RF a 500 kHz e 1 MHz. Può essere usato in modalità resistiva e capacitiva, con diversi manipoli;
- 5) MyTone (Biotec Aesthetic): dispositivo a fini estetici per tonificare il corpo, indice contrazione muscolare mediante applicatori non invasivi (1-100 Hz);
- 6) Tecar Pharon (Mectronic Medicale s.r.l.): dispositivo usato in fisioterapia per Tecar (Transfer Energy Capacitive And Resistive) terapia (390kHz – 1MHz);
- 7) Magnetomed 8200 (Medical Italia): dispositivo usato in fisioterapia per magnetoterapia (< 1kHz.).

CONFIGURAZIONI DI MISURA

1) Unità di elettrochirurgia (bisturi elettrico)

I test sono stati eseguiti con il dispositivo configurato in modalità taglio e coagulazione. Per ciascuna modalità è stato valutato il potenziale effetto sul DMIA nelle seguenti configurazioni:

- a. elettrodo del dispositivo aperto, non collegato ad alcun carico (condizione peggiore in termini di campo elettrico);
- b. collegamento ad un carico di 50 Ohm a 250 W per massimizzare la corrente erogata (condizione peggiore in termini di campo magnetico);
- c. collegamento ad un carico di 400 Ohm a 400 W per simulare uno scenario più realistico.

Sono state inoltre testate due disposizioni dei cavi dell'unità di elettrochirurgia: nella prima configurazione, il cavo è stato posizionato come un anello sul campo chirurgico, in modo da massimizzare il campo magnetico risultante e renderlo perpendicolare alla spira formata dall'impianto di PM; nella seconda, il cavo è stato posizionato parallelamente al tronco del fantoccio (parallelo al segmento principale degli elettrocateri del PM), in modo da massimizzare l'accoppiamento elettrico con gli elettrocateri.

2) Stimolatore transcranico

Nell'utilizzo degli stimolatori transcranici, quando il braccio di posizionamento per fissare la bobina nella posizione desiderata non è disponibile, la bobina di trasmissione può essere posizionata accanto alla testa del paziente utilizzando un copricapo non conduttivo o cinghie elastiche, che, tuttavia, possono essere piuttosto scomode per i pazienti. Pertanto, in molte situazioni, la bobina viene tenuta in mano dal personale sanitario, che si posiziona dietro il paziente e la colloca vicino a regioni specifiche della testa. In tali scenari, la bobina può essere molto vicina al torace dell'operatore. Quindi, oltre al modello a forma di torso umano utilizzato per imitare il lavoratore con il PM, è stata simulata anche la testa del paziente, utilizzando un serbatoio riempito con una soluzione salina alla stessa concentrazione utilizzata per il fantoccio antropomorfo.

L'effetto sul DMIA è stato valutato in due configurazioni, che riproducono il posizionamento tipico della bobina per:

- a. la stimolazione dell'area parietale, con la bobina perpendicolare al tronco del fantoccio antropomorfo;
- b. la stimolazione dell'area occipitale, con la bobina parallela al tronco del fantoccio antropomorfo.

Entrambi gli stimolatori sono stati prima impostati per erogare un singolo treno di burst con una durata compresa tra 1 e 10 ms (valori minimi e massimi consentiti dai sistemi). Quindi, è stato valutato l'effetto di treni di burst ripetuti: seguendo la logica della norma internazionale ISO14117, che definisce le condizioni di prova che devono essere utilizzate per verificare l'immunità elettromagnetica del PM, è stata adottata una frequenza di ripetizione di 2 Hz. Sono stati testati sia impulsi monofasici che bifasici.

3) Saldatrice ad arco

I test sono stati eseguiti presso la Toscana Lamiere Industries (Firenze, Italia) dove è stato messo a disposizione un sistema di saldatura ad arco completamente funzionante per il test, ed è stato inoltre garantito il supporto di un lavoratore specializzato. Sono stati testati scenari di saldatura realistici e di caso peggiore, e sono state riprodotte varie disposizioni del cavo del

sistema di saldatura, al fine di trovare le configurazioni associate al massimo accoppiamento tra impianto e campo elettrico e magnetico. Sono state considerate 4 configurazioni:

- a. cavo sollevato dal pavimento accanto al fantoccio fino a raggiungere il tavolo di lavoro;
- b. cavo fissato attorno alla cintura del fantoccio;
- c. cavo posizionato su entrambe le spalle del fantoccio;
- d. cavo posizionato su una spalla del fantoccio.

La prima configurazione rappresenta la situazione tipica che dovrebbe sempre essere adottata secondo le procedure di buona pratica per la saldatura. Le altre configurazioni sono scenari peggiori e, anche se dovrebbero essere evitate, sono a volte adottate anche nella pratica reale.

Per ogni configurazione, sono state riprodotte due modalità di saldatura: una saldatura continua, con l'arco sempre attivo per 5-10 s, e una saldatura pulsata, con l'arco attivato per un breve periodo (<1 s) e ripetuto circa due volte al secondo (~2 Hz).

4) Dispositivo Velvet Skin

I test sono stati eseguiti con il manipolo in modalità capacitiva, con frequenza a 500 e 1000 kHz, durata dell'impulso a 100 ms e duty cycle 500 ms. Il manipolo è stato posto in diverse posizioni sul fronte e sul retro del fantoccio coprendo tutta la zona interessata dall'impianto.

5) Dispositivo MyTone

I test sono stati eseguiti collegando i due manipoli mediante una resistenza da 10 ohm per simulare il tessuto umano durante il normale funzionamento. La potenza in uscita è posta al 60% del massimo, con una modulazione a 10 Hz e una durata dell'impulso di 0.6 ms. Anche in questo caso gli applicatori sono stati posizionati in varie posizioni attorno al fantoccio.

6) Dispositivo Tecar Pharon

I test sono stati eseguiti con il manipolo in modalità capacitiva e resistiva. Per simulare il corpo umano è stata utilizzata una bacinella metallica riempita con soluzione salina (@0.3 S/m), in cui il manipolo è stato immerso. Per la modalità resistiva sono state testate le tre tipologie di trattamento disponibili: ipobasica @ 370 kHz, diabasica @470 kHz, iperbasica @485 kHz. Per la modalità capacitiva sono state testate le tipologie Gigabasica Low @615 kHz e High @695kHz. Per ogni tipologia è stata testata una potenza di trattamento bassa (30%) e alta (100%). Durante le prove il manipolo e il suo cavo sono stati collocati in diverse posizioni rispetto al manichino per simulare situazioni reali e di caso peggiore.

7) Dispositivo Magnetomed 8200

I test sono stati eseguiti con il dispositivo configurato a 100 Gauss e con frequenza di ripetizione di 2 Hz, duty cycle 100%. Il fantoccio è stato posto in diverse posizioni attorno alla bobina, sia lateralmente che frontalmente.

RISULTATI

Per le prime 3 sorgenti di CEM, è stato testato 1 modello di PM, per le altre 4 sorgenti sono stati testati un modello di PM e uno di ICD.

A titolo di esempio, in figura 2 è mostrato uno dei test eseguito sul dispositivo Velvet Skin. L'attività del DMIA testati è stata alterata dalla saldatrice ad arco, che ha causato l'inibizione del dispositivo, e parzialmente dallo stimolatore magnetico transcranico che ha innescato la modalità di protezione da rumore esterno. Tutte le altre sorgenti non hanno causato interferenza. I fenomeni di interferenza si sono verificati in condizioni di caso peggiore in cui l'accoppiamento tra l'impianto e la sorgente era massimizzato e il segnale interferente era modulato in ampiezza ad una frequenza vicina al battito cardiaco.

In particolare, l'attività PM è stata alterata dall'attivazione della saldatrice ad arco solo quando il cavo del sistema di saldatura è stato posizionato sulla spalla del fantoccio. In tali configurazioni, l'interferenza ha causato l'inibizione dell'attività di stimolazione e non ha attivato la "noise reversion modality" (modalità in cui il PM passa dalla frequenza di stimolazione programmata alla stimolazione asincrona quando sospetta un'interferenza). Per la saldatura continua, l'inibizione consisteva in un singolo battito mancato. Per la saldatura pulsata, l'inibizione è stata prolungata e, in alcuni casi, è durata per l'intera durata dell'attivazione della saldatrice.



Figura 2 – Esempio di test

L'attivazione dello stimolatore transcranico ha causato prima l'inibizione parziale dell'attività di stimolazione (mancanza di un impulso di stimolazione) e poi ha attivato la "noise reversion modality". Tali effetti sono stati osservati per entrambi gli stimolatori transcranici, ma solo quando la bobina di trasmissione è stata posizionata parallelamente al tronco del fantoccio e con una stimolazione ripetuta a 2 Hz. In tutte le altre configurazioni, l'attività del PM è rimasta invariata.

Per le sorgenti di CEM utilizzate in ambito di centri estetici e fisioterapici, è stato anche misurato il campo elettrico e magnetico massimo prodotto nell'intorno. Tutte le sorgenti sono risultate generare valori di campo elettrico e magnetico inferiori rispetto ai livelli di riferimento per la popolazione generale (ICNIRP 1998), tranne il dispositivo Velvet Skin. In questo caso infatti, il valore di campo elettrico superava quello ammesso per la popolazione generale (141 V/m vs. 87 V/m), ma non quello per l'ambiente lavorativo (610 V/m).

DISCUSSIONE

I lavoratori portatori di DMIA sono sempre stati considerati particolarmente a rischio se esposti a CEM. Indicazioni pratiche per la valutazione del rischio dei lavoratori con DMIA sono reperibili nella guida non vincolante alle buone pratiche per l'attuazione della direttiva 2013/35/UE [Directive 2013/35/EU, 2013], che adotta sostanzialmente lo stesso approccio descritto nella famiglia di norme tecniche EN50527. Per le sorgenti CEM che non sono elencate nella "whitelist" della EN50527-2-1, la valutazione del possibile rischio per il lavoratore portatore di DMIA inizia generalmente misurando l'intensità del campo attorno alla sorgente CEM e confrontando i valori misurati con i livelli di immunità del DMIA.

Se il campo misurato non supera i livelli di immunità, ci si può aspettare che il DMIA lavori senza subire interferenze. In caso contrario è necessaria una valutazione specifica del rischio. Le misurazioni in vitro descritte in questo lavoro possono essere considerate un esempio di come può essere eseguita la valutazione del rischio specifico per i lavoratori portatori di DMIA, secondo una delle metodologie proposte dalla EN50527-2-1.

I principali vantaggi dei test/misurazioni in vitro sono la sicurezza, poiché non è richiesto il coinvolgimento diretto dei lavoratori, e la possibilità di effettuare test provocativi, ovvero di testare le prestazioni del dispositivo non solo in condizioni di esposizione realistiche, ma anche negli scenari peggiori, che potrebbero essere lontani dalla pratica effettiva, ma che massimizzano l'interazione tra la sorgente CEM e il dispositivo impiantato.

Tuttavia, questo approccio richiede competenze multiple e di alto livello per quanto riguarda la tecnologia del DMIA e della sorgente CEM, e un allestimento sperimentale che potrebbe essere piuttosto complesso e costoso. Infatti, per applicare questa metodologia l'ambiente di lavoro deve essere tale da ospitare un fantoccio con il dispositivo di monitoraggio e personale esterno qualificato. Inoltre, è indispensabile avere un impianto (DMIA e elettrodi) funzionante e identico a quello impiantato nel lavoratore (stesso fabbricante, modello, layout, e parametri di programmazione).

I risultati presentati in questo lavoro possono essere usati come evidenza scientifica e dati di letteratura per identificare particolari scenari per i quali è necessario condurre una valutazione del rischio specifica.

Bibliografia

Andreuccetti, D.; Fossi, R.; Petrucci, C. An Internet Resource for the Calculation of the Dielectric Properties of Body Tissues in the Frequency Range 10 Hz–100 GHz; IFAC-CNR: Florence, Italy, 2007. Available online: <http://niremf.ifac.cnr.it/tissprop/> (accessed on 14 November 2019).

Directive 2013/35/EU of the European Parliament and of the Council of 26 June 2013 on the Minimum Health and Safety Requirements regarding the Exposure of Workers to the Risks Arising from Physical Agents (Electromagnetic Fields) (20th Individual Directive within the Meaning of Article 16(1) of Directive 89/391/EEC) and repealing Directive 2004/40/EC.

EN 50527-1:2016, Procedure for the Assessment of the Exposure to Electromagnetic Fields of Workers Bearing Active Implantable Medical Devices—Part 1: General; European Committee for Electrotechnical Standardization: Brussels, Belgium, 2016.

EN 50527-2-1:2016, Procedure for the Assessment of the Exposure to Electromagnetic Fields of Workers Bearing Active Implantable Medical Devices—Part 2-1: Specific Assessment for Workers with Cardiac Pacemakers; European Committee for Electrotechnical Standardization: Bruxelles, Belgium, 2016. *Int. J. Environ. Res. Public Health* 2021, 18, 9709 14 of 14

EN 50527-2-2:2018, Procedure for the Assessment of the Exposure to Electromagnetic Fields of Workers Bearing Active Implantable Medical Devices—Part 2-2: Specific Assessment for Workers with Cardioverter Defibrillators (ICD); European Committee for Electrotechnical Standardization: Brussels, Belgium, 2018.

ICNIRP. Guidelines for limiting exposure to time-varying electric, magnetic and electromagnetic fields (up to 300GHz). *HEALTH PHYSICS* 74 (4):494-522; 1998

ISO 14117:2019 Active implantable medical devices. Electromagnetic compatibility. EMC test protocols for implantable cardiac pacemakers, implantable cardioverter defibrillators and cardiac resynchronization devices.

Poole JE, Present Guidelines for Device Implantation. *Clinical Considerations and Clinical Challenges From Pacing, Implantable Cardiac Defibrillator, and Cardiac Resynchronization Therapy*. *Circulation*. 2014;129:383-394

Finanziamenti

Il lavoro è stato finanziato con I fondi del progetto BRIC 2022 – ID 36 Valutazione e gestione del rischio derivante da esposizione a nuove sorgenti di campo elettromagnetico per la tutela dei lavoratori portatori di dispositivi medici impiantabili attivi.

Risonanza Magnetica: valutazione dei livelli di esposizione professionale e indicazioni di tutela per gli operatori

Rosaria Falsaperla¹, Nicola Zoppetti², Simona D'Agostino³, Michela Tosetti⁴, Luca Bellosono⁵, Gian Marco Contessa⁵

¹INAIL – Dipartimento Medicina Epidemiologia Igiene del Lavoro e Ambientale, Monte Porzio Catone

²Istituto di Fisica Applicata “Nello Carrara”, CNR-IFAC, Sesto Fiorentino (FI)

³Dipartimento Ingegneria dell'Informazione, Elettronica e Telecomunicazioni, Sapienza, Roma

⁴Fondazione IMAGO7, Calambrone (PI)

⁵ISS – Centro Nazionale per la protezione dalle radiazioni e fisica computazionale, Roma

r.falsaperla@inail.it

Riassunto

All'interno degli ambienti di Risonanza Magnetica tre diverse tipologie di grandezze fisiche sono di interesse ai fini protezionistici: il campo magnetico statico (CMS), il campo magnetico generato dalle bobine di gradiente a bassa frequenza (CMG) e il campo elettromagnetico a radiofrequenza.

In questo lavoro gli autori riportano una sintesi dei risultati di campagne di misura condotte nell'ambito di progetti di ricerca nazionale finalizzati a valutare l'esposizione professionale in Risonanza Magnetica.

Per quanto riguarda il CMS, due aspetti sono rilevanti: l'esposizione al CMS stesso e gli effetti legati al movimento attraverso il suo gradiente spaziale, causa di induzione di tensioni e correnti nei tessuti dell'organismo esposto.

Per quanto riguarda l'esposizione professionale al CMG gli scenari esaminati hanno evidenziato conformità ai limiti stabiliti dal D.lgs.81/08, mentre i risultati relativi al movimento dell'operatore nel CMS indicano la necessità dell'adozione di misure di tutela per prevenire gli effetti.

L'esposizione ai campi a radiofrequenza non è presentata in questa sede in conseguenza dei bassi livelli riscontrati durante le campagne di misura.

Le campagne di misura qui presentate sono state condotte presso strutture sanitarie e di ricerca dotate di scanner a corpo intero da 1,5 T, 3 T e 7 T, simulando condizioni di esposizione realistiche e di worst case. Per l'acquisizione e la post-elaborazione dei dati è stato sviluppato un approccio procedurale con l'obiettivo di fornire e testare un metodo efficiente per la valutazione dell'esposizione.

INTRODUZIONE

Attualmente, in Italia, la diagnostica clinica impiega principalmente scanner da 1,5 T e 3 T, mentre i sistemi con valori di campo magnetico statico più elevati (7 T e oltre) possono avere applicazione esclusivamente nella ricerca. In questo contesto, è necessario considerare e gestire attentamente le questioni di sicurezza per gli operatori sanitari. In particolare, all'interno dell'ambiente Risonanza Magnetica (RM), bisogna prestare attenzione al campo magnetico statico (CMS), al campo magnetico di gradiente a bassa frequenza (CMG) e al campo a radiofrequenza.

Il presente studio descrive una procedura sviluppata per valutare l'esposizione occupazionale nei siti di RM.

Per quanto riguarda il CMS, due aspetti critici devono essere indagati: il CMS stesso e i movimenti attraverso i suoi gradienti spaziali, che inducono campi elettrici a diverse frequenze nei tessuti corporei esposti.

A causa della complessa forma d'onda di questi segnali (CMG e campo magnetico indotto dal movimento nel CMS), è stato utilizzato un metodo specifico per la valutazione della conformità (weighted peak-WP, in italiano picco ponderato), introdotto dall'International Commission on Non-Ionizing Radiation Protection (ICNIRP) nel 2003 (ICNIRP, 2003) e raccomandato dalla Direttiva Europea 2013/35/UE. Secondo questo metodo, il contenuto in frequenza di un segnale complesso viene elaborato pesando le ampiezze delle componenti spettrali rispetto ai pertinenti limiti (lavoratori/popolazione), considerando anche le fasi delle componenti. Il valore massimo assoluto della forma d'onda pesata costituisce l'indice richiesto (WP), il cui

valore deve essere inferiore a 1 (o al 100% a seconda del criterio di normalizzazione scelto) per garantire la conformità della condizione espositiva.

Per ottenere l'indice WP, le forme d'onda dei CMG e i dati di movimento nel CMS sono stati misurati ed elaborati attraverso una funzione di peso software con ampiezze e fasi appropriate. La catena di misura è stata fatta in casa e sviluppata per questi scopi.

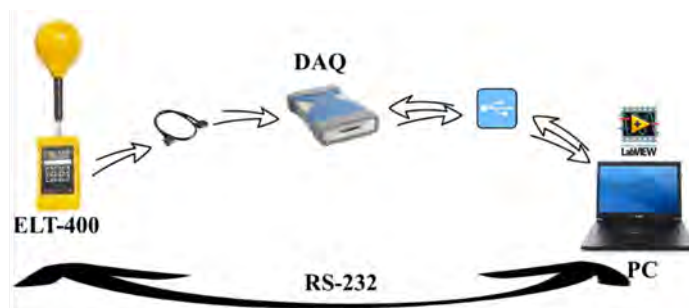
L'esposizione ai campi di radiofrequenza non è presentata in questa sede a causa dei bassi livelli riscontrati durante le campagne di misura.

MATERIALI E METODI

A. CONFIGURAZIONE PER LE MISURE DEI CAMPI DI GRADIENTE

I campi magnetici prodotti dalle bobine di gradiente hanno forma d'onda complessa e spettri nell'intervallo dei kHz. Il setup di misura impiegato in questo studio è composto da quattro sottosistemi principali: un misuratore di campi magnetici Narda ELT-400 equipaggiato con una sonda triassiale da 100 cm² (Narda Safety Test Solutions, Pfullingen, Germania); un dispositivo di acquisizione dati (DAQ) Agilent U2531A (Agilent Technologies, Santa Clara, CA); un notebook standard e una suite di applicazioni Python3 e LabVIEW sviluppati per gestire la catena di misura ed elaborare i risultati. Questa catena strumentale (fig. 1) è caratterizzata da grande flessibilità e permette di avere pieno controllo sui dati misurati, cosa non sempre possibile con i sistemi integrati più moderni.

Figura 1 - Catena strumentale per la misura dei campi di gradiente



Anche se lo strumento ELT400 implementa il metodo WP in hardware, gli indici WP sono stati calcolati tramite software in fase di post-elaborazione. Questo approccio ha il vantaggio di poter determinare più indici di esposizione a partire dalle stesse misure di campo utilizzando i limiti di interesse. A questo scopo, il DAQ Agilent U2531A, un dispositivo di acquisizione dati USB 2.0 ad alta velocità, è stato collegato alle tre (x, y e z) uscite analogiche dell'ELT-400.

Le campagne di misura sono state effettuate per i seguenti scanner:

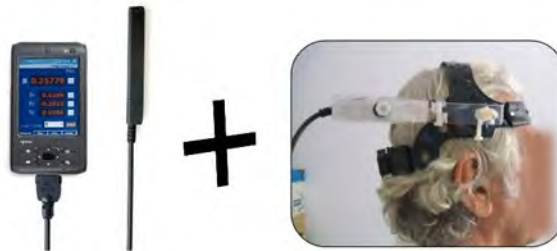
- Philips Achieva Nova 1,5 T, per esami clinici di routine;
- Philips Achieva 1,5 T, per esami cardiaci su bambini;
- Philips Achieva 1,5 T, un secondo modello del dispositivo;
- Siemens Magnetom Skyra 3 T;
- GE HealthCare MR950 7 T, scanner per ricerca (dispositivo investigativo).

Le applicazioni Python create per questo scopo sono state successivamente rese disponibili sulla piattaforma WebNir, al seguente link: <https://www.webnir.eu/>.

B. CONFIGURAZIONE PER LE MISURAZIONI DEL MOVIMENTO NEL CAMPO MAGNETICO STATICO

La grandezza di interesse è l'induzione magnetica rilevata in un sistema di riferimento solidale con il lavoratore esposto (fig. 2).

Figura 2 - Catena strumentale per la misura dei campi indotti dal movimento nel CMS

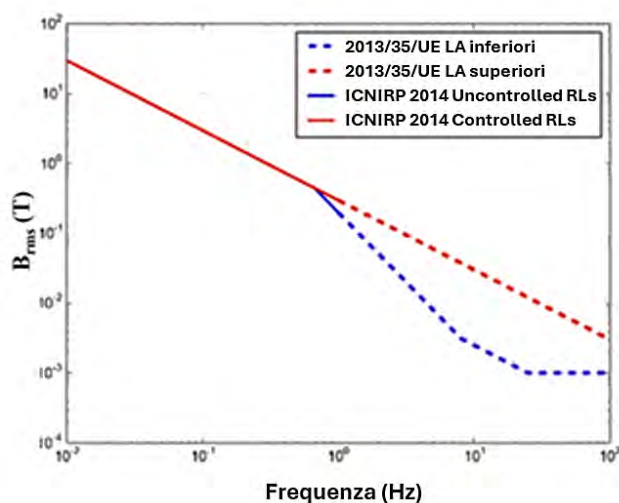


Come strumento è stato utilizzato il magnetometro triassiale Hall THM1176 (Metrolab Instruments SA, Ginevra, Svizzera), che ha una banda passante DC fino a 1 kHz, un intervallo dinamico da diverse centinaia di μT fino a 3 T (tipo MF) o 20 T (tipo HF), e un'incertezza dell'1%. Lo strumento rileva simultaneamente le tre componenti del campo e le invia tramite un collegamento USB a un PC. Il software di controllo ha permesso l'acquisizione di 10 campioni vettoriali al secondo, ottenuta effettuando tutte le misure con una velocità di 100 campioni/secondo e un fattore di media pari a 10. La banda passante del segnale in analisi è stata limitata da questa velocità a 5 Hz.

Diversi parametri sono stati calcolati a partire dai campioni acquisiti e in particolare: i valori di picco dell'induzione magnetica e della sua derivata temporale, la variazione dell'induzione magnetica durante qualsiasi periodo di 3 secondi, gli indici WP riferiti a esposizioni controllate e non controllate (ICNIRP, 2014). Si ricorda che per esposizioni controllate ci si riferisce ad ambienti di lavoro in cui i lavoratori sono stati formati e sono state implementate pratiche di lavoro appropriate per controllare gli effetti indotti dal movimento all'interno del campo (e quindi è accettabile che i lavoratori sperimentino volontariamente e consapevolmente effetti sensoriali, a condizione che ne siano controllate le conseguenze per la sicurezza), mentre per esposizioni non controllate si intendono ambienti di lavoro dove non è prevista formazione dei lavoratori in quanto sono implementate le restrizioni per la protezione dagli effetti sensoriali.

Per il calcolo degli indici WP, l'approccio è stato lo stesso utilizzato per la valutazione dell'esposizione ai campi di gradiente, dove, in questo caso, la funzione peso applicata dai filtri è la composizione dei limiti definiti dalle Linee guida ICNIRP 2014 (sotto 1 Hz) (ICNIRP, 2014) e di quelli definiti dalla Direttiva 2013/35/UE (sopra 1 Hz), come descritto in fig. 3. Per il calcolo degli indici WP, l'approccio è stato lo stesso utilizzato per la valutazione dell'esposizione ai campi di gradiente, dove, in questo caso, la funzione peso applicata dai filtri è la composizione dei limiti definiti dalle Linee guida ICNIRP 2014 (sotto 1 Hz) (ICNIRP, 2014) e di quelli definiti dalla Direttiva 2013/35/UE (sopra 1 Hz), come descritto in fig. 3. Si ricorda che gli LA inferiori sono stabiliti per la protezione dagli effetti sensoriali, e gli LA superiori per la protezione dagli effetti sanitari.

Figura 3 - Funzione peso applicata dai filtri per il calcolo del WP nel caso del movimento nel CMS



La procedura software che calcola gli indici WP a partire dai campioni di campo misurati, è stata resa disponibile tramite un'interfaccia web sulla piattaforma <https://www.webnir.eu/>. Personale volontario del reparto di RM ha simulato le azioni reali dei lavoratori sanitari in sequenze pre-approvate e filmate. Movimenti realistici e spontanei, piuttosto che schematici, sono stati eseguiti per riprodurre scenari di esposizione autentici. Ogni azione ha generato un set di dati; un totale di 25 azioni (da A1 a A25) e 55 set di dati sono stati raccolti in tre indagini:

- Indagine 1,5 T: Otto azioni (un set di dati ciascuna) - scanner Philips Achieva;
- Indagine 3 T: Undici azioni (un set di dati ciascuna) - scanner Siemens Magnetom Skyra;
- Indagine 7 T: Sei azioni (36 set di dati) - scanner GE HealthCare MR950.

Questo "campo magnetico percepito" durante il movimento è stato misurato tramite l'uso di una sonda indossata dai volontari (fig.2). Poiché la testa è una delle parti del corpo più interessanti dal punto di vista fisiologico e può muoversi rapidamente e frequentemente, con movimenti indipendenti da quelli dell'intero corpo, è stata selezionata come punto di misura nella maggior parte delle campagne sperimentali, utilizzando un casco speciale per fissare la sonda (fig.2).

Nel caso delle sei azioni a 7 T, i 36 set di dati (invece di uno per ciascuna azione, come fatto per 1,5 e 3 T) sono finalizzati a verificare la ripetibilità e riproducibilità dei risultati, mantenendo o alterando le seguenti condizioni: volontario, tipo di sonda (MF/HF) e posizione della sonda (lato sinistro/destro della testa o bacino).

RISULTATI

Per quanto riguarda i valori limite, la Direttiva 2013/35/UE integra le raccomandazioni delle linee guida emesse dall'ICNIRP nel 1998 per i campi ad alta frequenza (ICNIRP, 1998), nel 2009 sui campi statici (ICNIRP, 2009) e nel 2010 sui campi a bassa frequenza (ICNIRP, 2010). Le Linee guida ICNIRP del 1998 sono anche il riferimento scientifico per la Raccomandazione Europea 1999/519/CE per limitare l'esposizione della popolazione sia a basse che ad alte frequenze. Gli aspetti normativi rilevanti per la protezione della popolazione sono infatti di interesse anche negli ambienti di lavoro (Contessa,2021).

Di seguito sono riportati i risultati delle misure, divisi in due sezioni relative ai CMG e al movimento nel CMS.

CAMPI MAGNETICI DI GRADIENTE

Gli indici WP riportati nelle tabelle sono riferiti ai Livelli di Azione (LA) inferiori della Direttiva 2013/35/UE e ai Livelli di Riferimento riferiti all'esposizione della popolazione secondo l'ICNIRP 1998, ovvero secondo la Raccomandazione 1999/519/CE.

In Tabella 1 le coordinate dei punti di misura, riportate tra parentesi, sono la distanza dall'asse frontale (d) e dall'asse longitudinale (l) del bore, e l'altezza da terra (h), rispettivamente.

Tabella 1 - Risultati delle campagne di misura dei CMG

Scanner	Sequenza	Punto di misura (d, l, h)	WP LA inf.	WP 1998 pop.
Philips Achieva Nova 1,5 T	EPI axial	[20,0,100]	0,41	12,00
	EPI coronal	[20,0,100]	0,21	5,56
	EPI sagittal	[20,0,100]	0,23	6,23
Philips Achieva 1,5 T <i>Esami cardiaci sui bambini</i>	Cardiac black blood	[45,70,110]	0,14	4,50
	EFF	[45,70,110]	0,21	7,85
	Q-flow	[45,70,110]	0,24	7,72
	Cardiac short axis	[45,70,110]	0,19	7,26
Philips Achieva 1,5 T	EPI 200 μ s	[50,67,70]	0,11	/
		[50,67,120]	0,14	/
Siemens Magnetom Skyra 3 T	EPI 270 μ s	[50,67,120]	0,14	/
		[50,67,170]	0,11	/

La Tabella 2 si riferisce alle misure sul 7T. In questo caso il centro della sonda è stato posizionato a diverse altezze da terra, a 50 cm dal piano frontale del gantry e a 70 cm lateralmente dall'asse del lettino.

Tabella 2 - Risultati delle misure al 7 T

Sequenze	Altezza punto di misura [cm]	WP LA inferiori	WP 1998 popolazione
EPI axial	120	0,6	18,4
EPI coronal	120	0,6	18,2
DWI02	120	0,8	30,5
DWI03	120	0,8	29,2
DWI04	120	0,6	20
EPI axial	170	0,6	17,9
EPI coronal	170	0,7	18,5
DWI02	170	0,6	19
DWI03	170	0,7	20,3
DWI04	170	0,6	21,3
EPI axial	50	0,7	18,2
EPI coronal	50	0,7	17,9
DWI02	50	0,7	19
DWI03	50	0,6	16,3
DWI04	50	0,6	17,7
FSE-IR	50	0,5	9,8
FSE	50	0,5	9,3

MOVIMENTO NEL CAMPO MAGNETICO STATICO

Nella Tabella 3 vengono presentati i risultati delle campagne di misura solo nei casi in cui sono stati segnalati superamenti degli indici di picco pesati per gli effetti sensoriali (WP sensoriali) e sanitari (WP sanitari). Tutti sono legati ad azioni eseguite in situazioni di emergenza. Inoltre, tutte le misure sono state effettuate con la sonda di tipo MF, ad eccezione di quelle contrassegnate in blu (sonda di tipo HF).

Tabella 3 - Risultati delle misure per il movimento nel CMS

Azione	Volontario	B _{picco} [T]	Max ΔB su 3 s [T]	Direttiva 2013/35 + ICNIRP-2014	
				WP sensoriali	WP sanitari
1,5 T					
A3	/	1,43	1,43	2,1	1,0
7 T					
A20	A (HR)*	1,16	1,39	4,9	2,2
A20	A (HR)	1,55	1,84	7,7	2,1
A20	B (HR)	1,46	1,96	3,0	1,7
A21	A (HR)	0,92	1,07	5,1	1,2
A21	A (HR)	1,20	1,33	3,7	1,6
A22	A (HR)	2,58	2,24	6,9	2,8
A22	B (HR)	2,94	3,34	3,0	1,6
A22	B (HR)	3,02	3,16	7,3	2,8
A23	B (HiL)+	1,67	1,86	2,7	1,4
A23	B (HR)	1,40	1,93	5,1	2,1
A24	B (HR)	1,70	1,70	3,4	1,1
A24	B (HL)°	2,01	2,35	2,2	1,2
A25	B (HR)	2,05	2,06	9,9	2,8
A25	B (HR)	2,06	2,04	13,1	3,7

Note: * lato destro testa; + anca sinistra; ° lato sinistro testa

DISCUSSIONE E CONCLUSIONE

Per quanto riguarda i campi di gradiente, i risultati hanno mostrato che le esposizioni possono comportare un superamento dei valori limite del 1998 dell'ICNIRP per la popolazione, mentre è verificata la conformità con gli LA inferiori della Direttiva 2013/35/UE.

Si evidenzia che le esposizioni ai campi di gradiente dipendono esclusivamente dalle caratteristiche tecniche delle bobine di gradiente montate sui diversi scanner.

Nel caso del movimento nel CMS, le azioni a 1,5 T e 3 T sono risultate conformi a tutti i limiti, a eccezione di una azione a 1,5 T per l'indice WP sensoriale, quando il volontario ha rapidamente inserito la testa nel bore dello scanner per controllare le condizioni del paziente. Al 7 T, tutte e 6 le azioni hanno comportato non conformità per l'indice WP sensoriale (36 set di dati) e anche per l'indice WP sanitari (26 set di dati), e 3 azioni (6 set di dati) per il limite ΔB su 3 secondi dell'ICNIRP 2014 e il limite 2 T della Direttiva 2013/35/UE.

Si evidenzia però che in tre set di dati relativi alla stessa azione a 7 T, benché sia stato superato il limite di 2 T sul CMS, è rispettato il limite ΔB su 3 secondi (ICNIRP, 2014): questo dipende dalla velocità con cui il volontario entra nell'area in cui il campo supera il valore di 2T. Valori particolarmente elevati degli indici WP sono stati raggiunti nelle azioni al 7 T simulando una situazione in cui il volontario ha risposto rapidamente a un'emergenza. Tuttavia, questa tipologia di azioni non è stata eseguita negli scanner a 1,5 T e 3 T, verifica che si prevede di fare in future campagne di misura, anche perché i dati sul 7T evidenziano il superamento degli indici WP anche in aree dove il valore del campo magnetico è inferiore a 1,5 T, e in un caso addirittura inferiore a 1 T.

I risultati mostrano quindi che la conformità con i valori limite di esposizione per gli effetti sensoriali della Direttiva UE per il CMS (2 T) non garantisce la conformità con le

raccomandazioni dell'ICNIRP 2014 per gli effetti di stimolazione indotti dal movimento (Andreuccetti, 2017), anche in relazione agli effetti sulla salute.

Sono necessarie ulteriori campagne di misura per verificare la correlazione del tipo di azione al valore di CMS, tenendo conto anche del gradiente di CMS del magnete in esame.

Ringraziamenti

Gli autori desiderano ringraziare il personale delle strutture mediche coinvolte a Roma: l'Ospedale San Giovanni Calibita Fatebenefratelli e l'Ospedale Pediatrico Bambino Gesù, per l'ospitalità amichevole e il supporto fornito. Un ringraziamento speciale anche a D. Andreuccetti, G. Burriesci, V. Cannatà, E. Genovese, R. Lodato, V. Lopresto, A. Napolitano, R. Pinto, P. Rossi, G. Tiberi per l'assistenza preziosa durante le campagne di misura.

Bibliografia

ICNIRP 2003, *Guidance on determining compliance of exposure to pulsed and complex non-sinusoidal waveforms below 100 kHz with ICNIRP guidelines*, 2003, Health Phys. 84, 383–387.

Direttiva 2013/35/UE del Parlamento Europeo e del Consiglio del 26 giugno 2013 sulle disposizioni minime di sicurezza e di salute relative all'esposizione dei lavoratori ai rischi derivanti dagli agenti fisici (campi elettromagnetici). Gazzetta Ufficiale dell'Unione Europea L179/1-21, 29.6.2013.

ICNIRP 2014, *Guidelines for limiting exposure to electric fields induced by movement of the human body in a static magnetic field and by time-varying magnetic fields below 1 Hz*, 2014, Health Phys.; 106:418–425.

ICNIRP 1998, *Guidelines for limiting exposure to time-varying electric, magnetic, and electromagnetic fields (up to 300 GHz)*. April 1998, Health Physics, Vol.74, N.4, pp.494-522.

ICNIRP 2009, *Guidelines on limits of exposure to static magnetic fields*, 2009, Health Phys.; 96:504–514.

ICNIRP 2010, *Guidelines for limiting exposure to time-varying electric and magnetic fields (1 Hz to 100 kHz)*, 2010, Health Phys. 2010; 99:818–836.

1999/519/CE: Raccomandazione del Consiglio, del 12 luglio 1999, relativa alla limitazione dell'esposizione della popolazione ai campi elettromagnetici da 0 Hz a 300 GHz (Off. J. L 199 30.07.1999, 59-70).

G.M. Contessa, S. D'Agostino, R. Falsaperla, C. Grandi and A. Polichetti. *Issues in the implementation of Directive 2013/35/EU regarding the protection of workers against electromagnetic fields*, 2021, International Journal of Environmental Research and Public Health, 18.20.

D. Andreuccetti, L. Biagi, G. Burriesci, V. Cannatà, G.M. Contessa, R. Falsaperla, E. Genovese, R. Lodato, V. Lopresto, C. Merla, A. Napolitano, R. Pinto, G. Tiberi, M. Tosetti, N. Zoppetti. *Occupational exposure in MR facilities due to movements in the static magnetic field*, 2017, Medical Physics. 44.11.

Sicurezza degli operatori nei laboratori di spettroscopia NMR ad alto campo: criticità e valutazione del rischio

Valentina Hartwig¹, Giuseppe Aciri², Maria Antonietta D'Avanzo³, Alessandra Flori⁴

¹Istituto di Fisiologia Clinica CNR, Via G. Moruzzi 1, 56100 Pisa

²Dipartimento di Scienze Biomediche, Odontoiatriche e delle Immagini, Università di Messina, Via Consolare Valeria, 98125 Messina

³Dipartimento medicina epidemiologia igiene del lavoro e ambientale, INAIL, Via Fontana Candida 1, 00078 Monte Porzio Catone (RM)

⁴Fondazione Toscana Gabriele Monasterio, Via G. Moruzzi 1, 56124 Pisa

valentina.hartwig@cnr.it, alessandra.flori@ftgm.it

Riassunto

La tecnologia della Risonanza Magnetica (RM) è utilizzata oggi in laboratori di ricerca accademica così come in ricerca industriale, oltre a rappresentare una delle metodiche più importanti in radiologia clinica. La RM non utilizza radiazioni ionizzanti, ma non può comunque essere considerata priva di rischi, associati prevalentemente ai forti campi magnetici statici e ai campi elettromagnetici variabili nel tempo e nello spazio impiegati nella tecnologia. Per la prevenzione dei rischi per gli operatori di RM, la Comunità Europea e l'ICNIRP hanno definito limiti di sicurezza sulla base degli studi presenti in letteratura, relativi nella maggior parte dei casi alla RM diagnostica. La letteratura riguardo all'esposizione degli addetti a sistemi di spettroscopia a risonanza magnetica nucleare (NMR) è ancora molto scarsa. Tuttavia, proprio gli spettrometri NMR sono caratterizzati da un campo magnetico statico molto elevato (fino a 28 T disponibili in commercio). Lo scopo di questo lavoro è quello di presentare le criticità nella gestione di un laboratorio di RM preclinico in cui è presente uno spettrometro ad alto campo. Un ambiente di questo tipo non è in generale percepito come rischioso ed è frequentato da diverse tipologie di personale che non ricevono una formazione specifica. Inoltre, le attività connesse all'impiego degli spettrometri richiedono lo svolgimento di specifiche procedure che si svolgono in prossimità del magnete, dove il gradiente di campo è maggiore e comportano quindi una maggiore esposizione dell'operatore. Si intende quindi discutere le criticità relative alla sicurezza degli operatori e presentare alcuni dati relativi alla valutazione del rischio in un laboratorio di spettroscopia NMR. Progetto di ricerca realizzato in collaborazione con l'INAIL (Bando Bric 2022 CUP: J43C22001390005)

INTRODUZIONE

Prima della sua ampia adozione in campo medico come tecnica diagnostica, la risonanza magnetica (RM) è stata largamente impiegata nella ricerca di laboratorio fondamentale, nella valutazione della qualità degli alimenti e nello studio delle molecole organiche attraverso l'analisi degli spettri di risonanza magnetica nucleare (NMR). In particolare, la spettroscopia NMR riesce ad offrire una visione completa della struttura, della dinamica, dello stato di reazione e dell'ambiente chimico delle molecole (Keeler 2010; Wong 2014; Aciri 2020).

In parallelo, si è assistito nel tempo ad una sempre più rapida diffusione in ambienti di ricerca (non solo accademica) di scanner per imaging di risonanza magnetica (MRI) ad alto campo, che possono essere impiegati in studi preclinici su modelli sperimentali animali, soprattutto murini.

La risonanza magnetica diagnostica per immagini (MRI) e lo spettrometro NMR utilizzano lo stesso principio di funzionamento, che prevede tre fasi: la polarizzazione degli spin nucleari quando il campione (o il corpo umano) è posto in un campo magnetico statico (B_0); l'irradiazione del campione con un campo magnetico a radiofrequenza (RF) (B_1), la cui frequenza è vicina alla frequenza di Larmor; l'applicazione di gradienti di campo magnetico spaziale per la localizzazione degli spin (McRobbie 2017; McRobbie 2020). Gli spettrometri NMR, sono caratterizzati da intensità di campo magnetico molto elevate (fino a 28 T), generalmente molto confinate nell'intorno dello strumento. In letteratura sono noti alcuni rischi associati ai dispositivi di risonanza magnetica, da non sottovalutare soprattutto in considerazione del rapido sviluppo e diffusione della tecnologia (Schaap 2014a; Kim and Kim 2017).

I rischi principali per i lavoratori che prestano la loro attività lavorativa in ambiente di risonanza magnetica sono associati al campo magnetico statico e spazialmente eterogeneo e, occasionalmente, ai campi RF. Muovendosi intorno al magnete, il lavoratore è esposto anche a un campo magnetico variabile nel tempo che induce correnti elettriche nel corpo. Quando le correnti sono sufficientemente forti, possono causare effetti sul sistema nervoso centrale (SNC) e stimolare i nervi periferici. Studi recenti hanno riportato sintomi transitori indotti dai movimenti dei lavoratori (De Vocht 2015; Acri 2018; Hartwig 2021; Bravo 2021).

A causa di questa preoccupazione, l'Unione Europea (UE) e l'International Commission on Non-Ionizing Radiation Protection (ICNIRP) hanno definito i limiti di esposizione dei lavoratori ai rischi derivanti dagli agenti fisici (campi elettromagnetici, CEM) (ICNIRP 2009; ICNIRP 2010; European Parliament and Council of the European Union 2013; ICNIRP 2014).

Sono stati pubblicati diversi studi che valutano il rischio per la salute dei lavoratori addetti alla risonanza magnetica (Laakso 2013; Zilberti 2016; Gurrera 2019; Roemer 2021). L'esposizione dei lavoratori al campo magnetico statico e i loro movimenti nel campo disperso (fringe field) sono stati valutati e discussi in siti che utilizzavano scanner MRI da 0,25 T a 3,0 T (Acri 2014; Sannino 2017; Hartwig 2018; Hartwig 2019; Gurrera 2021; Hartwig 2022a).

Tuttavia, ad oggi, solo pochissimi studi sono stati condotti sulla valutazione dei rischi per i lavoratori su spettrometri NMR e, in generale, in ambienti di risonanza magnetica non clinica/ospedaliera, come ad esempio i laboratori di ricerca preclinica o di base. Gli spettrometri NMR sono caratterizzati da un campo magnetico statico molto elevato (fino a 28 T @1,2 GHz disponibili in commercio).

Gli spettrometri NMR sono più diffusi nelle università e nei centri di ricerca e sono utilizzati anche da dottorandi e borsisti, che sono considerati "utenti scientifici" e non lavoratori. Di solito sono molto competenti nell'applicazione scientifica della tecnica, ma non sono molto sensibili agli aspetti della sicurezza e possono erroneamente pensare che l'uso degli spettrometri NMR comporti pochi rischi. In questo contesto, è essenziale educare i lavoratori a comportarsi correttamente e a controllare i loro movimenti per evitare eventi avversi.

Lo scopo di questo studio è evidenziare le criticità di un laboratorio di spettroscopia NMR ad alto campo in termini di esposizione ai campi magnetici e discutere gli aspetti legati alla valutazione del rischio per gli operatori. Particolare attenzione è rivolta ai lavoratori con dispositivi medici impiantati attivi (AIMD), un gruppo di rischio particolarmente sensibile che deve essere protetto dai pericoli causati dall'interferenza del campo elettromagnetico.

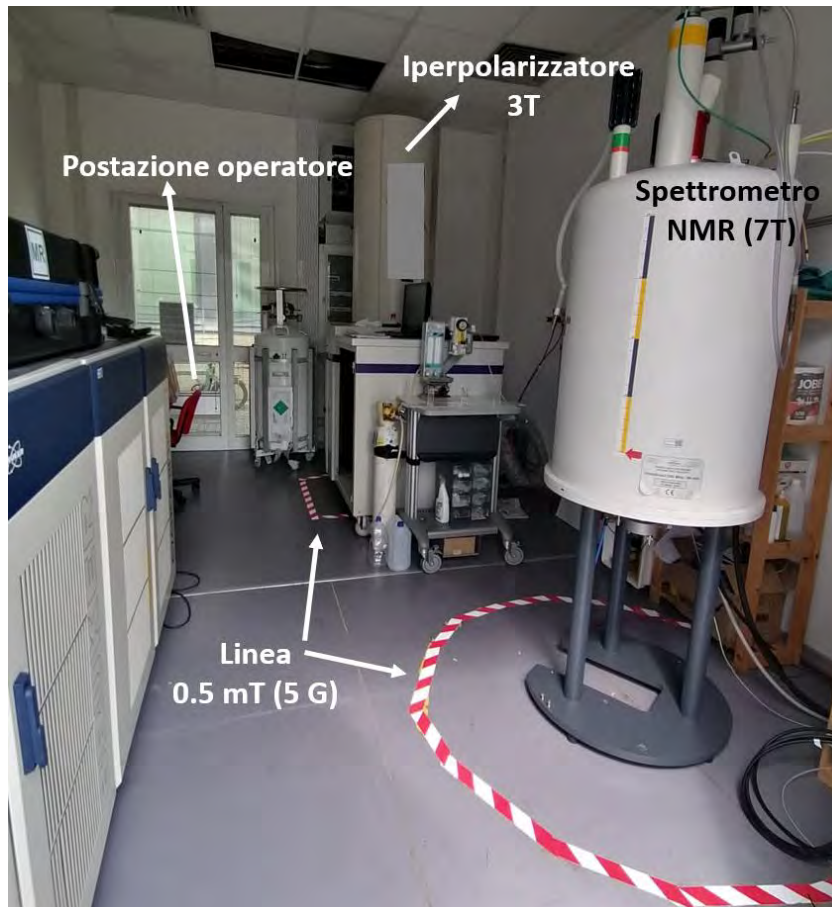
IL LABORATORIO DI SPETTROSCOPIA NMR AD ALTO CAMPO

Uno spettrometro NMR è costituito da un avvolgimento superconduttore immerso in una camicia di elio liquido, che è a sua volta circondata da una camicia di azoto liquido.

Al centro dello spettrometro si trova un cilindro vuoto, chiamato "bore", dove è presente il campo magnetico statico e attraverso il quale si fa scorrere il "probe" ossia un contenitore cilindrico in cui viene posizionato il campione da analizzare. A seconda del tipo di esperimento, si utilizzano diversi probe, che possono essere selettivi per un particolare tipo di nucleo o multinucleari per analizzare un'ampia gamma di nuclei. I probe si differenziano in base al numero e al tipo di bobina interna, che ne determina la specificità. Le operazioni d'introduzione del campione sono generalmente effettuate sulla sommità delle apparecchiature, raggiungibili anche mediante scale, oppure nella parte bassa del magnete richiedendo quindi che l'operatore si abbassi nelle vicinanze del magnete.

Per laboratorio di spettroscopia NMR (Figura 1) si intende un ambiente altamente specializzato in cui sia presente non solo lo spettrometro NMR, ma anche le componenti essenziali per il suo funzionamento, tra cui il sistema di raffreddamento criogenico del magnete superconduttore con i serbatoi di elio e azoto liquidi e il sistema di refilling, la console e le componenti elettroniche, e i sistemi di sicurezza che includono l'impianto di ventilazione, le tubazioni di quench e i vari sensori di ossigeno. Oltre a questi sistemi nel laboratorio si trovano anche sistemi ausiliari (contenitori per i campioni, scale e strutture inserire e rimuovere i campioni nel magnete) e almeno una postazione di lavoro con workstation (Figura 1).

Figura 1 – Laboratorio di spettroscopia NMR



Esempio di ambiente predisposto a laboratorio di spettroscopia NMR a scopo di ricerca medica (presso FTGM, Pisa)

I laboratori di spettroscopia NMR presenti ad oggi sul territorio Italiano includono spettrometri NMR di diverse generazioni. Le installazioni più datate, con campi magnetici inferiori, spesso ignorano le indicazioni dei costruttori riguardo alla sicurezza. Ad esempio, le apparecchiature NMR di costruzione non recente, non sono generalmente dotate dei sistemi di sicurezza tipici dei magneti superconduttori impiegati per l'imaging medico, come, ad esempio, la tubazione di quench per convogliare l'elio all'esterno del laboratorio, i dispositivi di sicurezza accessori (sensore ossigeno) o l'impianto di ventilazione per l'espulsione dell'aria contenente l'elio gassoso eventualmente fuoriuscito all'interno del laboratorio.

I moderni spettrometri, invece, che operano a campi e frequenze più alte (fino a 1200 MHz) e contengono grandi quantità di elio, richiedono sistemi di sicurezza avanzati come tubazioni per evacuare i gas criogenici e sensori per monitorare eventuali perdite di ossigeno. Nelle strumentazioni più recenti i costruttori prevedono, all'interno dei libretti d'istruzione, un'ampia sezione dedicata all'organizzazione di un sistema di sicurezza per ogni singola tipologia d'installazione, proponendo una valutazione del rischio e una sua modalità di gestione che, se opportunamente messa in atto, rappresenterebbe già un risultato più che confortante. Inoltre, solo nel caso delle apparecchiature più moderne, è prevista l'individuazione e il confinamento di alcune zone di rischio tra cui la *zona controllata* ossia un'area demarcata attorno al magnete dove il campo magnetico è sufficientemente forte (0.5 mT, 5 Gauss) da richiedere restrizioni d'accesso, per evitare che oggetti metallici o persone con dispositivi medici impiantati (come pacemaker) entrino accidentalmente: ad un tale livello di campo, o a livelli superiori, non devono essere previste postazioni di lavoro, attività di laboratorio, o comunque attività che comportino la permanenza del personale autorizzato oltre il tempo necessario a svolgere le operazioni necessarie per il funzionamento e la messa a punto della apparecchiatura all'interno dell'ambito applicativo di cui trattasi (es: operazioni di introduzione

del campione, di tuning, di refilling dei criogeni, ecc.). Si definisce inoltre *zona di rispetto* l'area interessata da valori di campo disperso compresi tra 0.1 mT (1 G) e 0.5 mT (5 G); è buona prassi che venga segnalata la porzione di questa area più vicina alla sala magnete, onde consentire la percezione della gradualità del rischio (Figura 2).

In relazione alla sicurezza degli operatori che lavorano in un laboratorio di NMR si possono identificare alcune criticità. L'ambiente infatti non viene generalmente precipito come "rischioso" ed è frequentato da diverse tipologie di personale (personale abituale, ospiti e visitatori, personale addetto alle manutenzioni e alle pulizie, ecc...), spesso non adeguatamente formato. Inoltre possono essere presenti oggetti/materiale spesso non magneto-compatibile che dovrebbero essere ben contrassegnati con specifiche etichette (Figura 2). Nella maggior parte dei casi, la postazione di lavoro degli operatori, la zona di comandi delle apparecchiature ed il laboratorio chimico per la preparazione dei campioni si trovano nello stesso unico ambiente ove è installato lo spettrometro NMR o nelle immediate vicinanze.

All'interno del laboratorio si svolgono anche procedure specifiche che si effettuano in prossimità del magnete, come ad esempio l'operazione di refilling (ricarica) dei gas criogeni e l'operazione di tuning che, nella maggior parte dei casi, deve essere effettuato ponendosi al di sotto dell'apparecchiatura e generalmente comporta la necessità di spostarsi più volte dalla console allo spettrometro e viceversa.

Inoltre, il campo magnetico è strettamente confinato in prossimità del magnete grazie all'utilizzo di sistemi di shielding attivo e questo fa sì che si abbiano elevati gradienti di campo nelle vicinanze del magnete.

Figura 2 – Sicurezza di un laboratorio di spettroscopia NMR



Dotazioni di sicurezza: cartellonistica e «dissuasori», segnaletica orizzontale (linea dei 5 gauss), etichette di compatibilità magnetica, utilizzo dei DPI per operazioni specifiche

NORMATIVE DI RIFERIMENTO VIGENTI

Ad oggi è evidente la mancanza di uno specifico quadro normativo di riferimento, che comporta quindi una scarsa sensibilità verso la sicurezza. L'unico riferimento normativo è il d.lgs. 81/2008 e s.m.i., così come modificato ed integrato dal d.lgs. 159/2016 per quanto concerne l'esposizione dei lavoratori ai campi elettromagnetici.

Il d.lgs. 81/2008 ha recepito la direttiva europea 2013/35/UE, focalizzandosi sugli effetti a breve termine derivanti dall'esposizione dei lavoratori ai campi elettromagnetici, escludendo quindi gli effetti a lungo termine per i quali non esistono ancora evidenze scientifiche significative. Per quanto riguarda la protezione della popolazione generale, i limiti di esposizione sono stabiliti dalla

raccomandazione europea 1999/519/CE, che fissa a 40 mT il limite oltre il quale esiste un potenziale rischio per l'uomo (escludendo gli effetti indiretti). Nell'ambito delle applicazioni NMR, la principale fonte di esposizione ai campi elettromagnetici è rappresentata dal campo magnetico statico. Secondo il d.lgs. 81/2008 e successive modifiche, l'esposizione diventa

rilevante per valori superiori a 2 T per quanto riguarda gli effetti sensoriali, mentre per gli effetti sanitari il limite è fissato a 8 T.

Nella maggior parte degli spettrometri installati sul territorio nazionale, essendo il campo magnetico statico confinato all'interno dello spettrometro o in stretta prossimità di esso, non si riscontrano superamenti del valore limite per gli effetti sensoriali pari a 2 T, pertanto, in generale, l'esposizione dei lavoratori ai campi elettromagnetici non comporta rischi significativi dovuti ad effetti diretti. Il datore di lavoro è comunque tenuto a codificare delle procedure che garantiscano operativamente che nessuno acceda e stazioni nelle zone ove sussiste il rischio elevato (presenza di un campo magnetico statico > 2 tesla) anche se si tratta di personale autorizzato ad operare all'interno di campi statici sopra i 0,5 mT.

Nel 2014, l'ICNIRP ha pubblicato le "Linee guida per limitare l'esposizione ai campi elettrici indotti dal movimento del corpo umano in un campo magnetico statico e da campi magnetici variabili nel tempo al di sotto di 1 Hz", stabilendo, per condizioni di esposizione controllate, una restrizione di base di 1.1 V/m per il picco di campo elettrico indotto e un livello di riferimento di 2.7 T/s per la derivata temporale della densità di flusso magnetico (dB/dt) (ICNIRP 2014). Il documento non si riferisce nello specifico ai laboratori di spettroscopia NMR ma riguarda la protezione dei lavoratori che si muovono in campi magnetici statici o che sono esposti a campi magnetici con frequenze inferiori a 1 Hz. Ciò include, ma non si limita ai lavoratori impegnati in attività di risonanza magnetica.

L'obiettivo delle linee guida dell'ICNIRP è quello di prevenire la stimolazione dei nervi periferici e di ridurre al minimo la possibilità di effetti sensoriali transitori come conseguenza dei campi elettrici indotti nel corpo umano dai movimenti nei campi magnetici statici all'interno degli ambienti di lavoro.

Nel 2020 l'INAIL ha pubblicato una guida (Campanella 2020) relativa all'utilizzo in sicurezza della spettroscopia NMR: valutazione del rischio e indicazioni operative. Lo scopo di questa guida è quello di fornire uno strumento operativo per ottimizzare la gestione della sicurezza di un laboratorio NMR.

VALUTAZIONE DEL RISCHIO DA ESPOSIZIONE A CEM: UN CASO DI STUDIO

Secondo l'art. 181 comma 2 del d.lgs. 81/2008 il datore di lavoro deve effettuare la valutazione dei rischi da esposizione ai CEM che, nel caso di un laboratorio di spettroscopia NMR, prevede almeno la segnalazione cromatica delle aree dove si superano 0.5 mT, per impedire il libero accesso a tutti i soggetti con controindicazioni specifiche. Oltre a ciò, i lavoratori 'esposti', ovvero che operino in continuità nelle aree di rischio, devono essere sottoposti a sorveglianza medica periodica.

In un lavoro pubblicato recentemente dal nostro gruppo (Hartwig et al. 2022b) viene descritta in dettaglio la valutazione dell'esposizione professionale al campo magnetico statico generato da uno spettrometro NMR. Lo scopo di questa ricerca è la valutazione del rischio con particolare attenzione ai lavoratori con dispositivi medici impiantabili attivi (AIMD). Il nostro studio prospettico descrive le misure del campo magnetico statico attorno a uno spettrometro di ricerca NMR da 300 MHz (7 T) e riporta il calcolo del campo elettrico indotto dai movimenti di un operatore.

Per prima cosa è stata eseguita una mappatura del campo magnetico statico utilizzando un magnetometro di Hall a tre assi THM 1176 (Metrolab Instruments SA, Plan-les-Ouates, Svizzera) ampiamente utilizzato in studi simili (Acri 2018; Hartwig 2018; Hartwig 2019; Hartwig 2022a). La sonda del magnetometro è stata posizionata a cinque diverse altezze da terra ($z = 0$ cm, 40 cm, 80 cm, 120 cm e 160 cm). Secondo le tabelle antropometriche, che contengono dati sulle dimensioni e sulla forma del corpo umano e sono la base su cui vengono costruiti tutti i modelli umani digitali, le altezze scelte sono relative alle seguenti parti del corpo per un uomo alto 170 cm in posizione eretta:

$z = 160$ cm testa;

$z = 120$ cm torace-cuore;

$z = 80$ cm fianchi (testa in posizione accovacciata);

$z = 60$ cm mani;

$z = 40$ cm ginocchio.

Ogni misurazione del campo magnetico statico è stata effettuata nell'area compresa tra lo spettrometro e la console, con un passo di 10 cm. Utilizzando un algoritmo di interpolazione,

è stata creata la mappa di campo magnetico disperso nella zona in cui l'operatore si muove. Dopodichè, utilizzando il modello indicato dalle linee guida ICNIRP per le restrizioni di base per la protezione dagli effetti sanitari e sensoriali, è stato calcolato il campo elettrico indotto $|E|$ dal movimento di un operatore lungo una retta che collega spettrometro a consolle, considerando diverse velocità di camminata. È stata infine calcolata la variazione del campo magnetico nel tempo dB/dt , così come indicato dalle linee guida ICNIRP per i livelli di riferimento per la protezione dagli effetti sanitari e sensoriali.

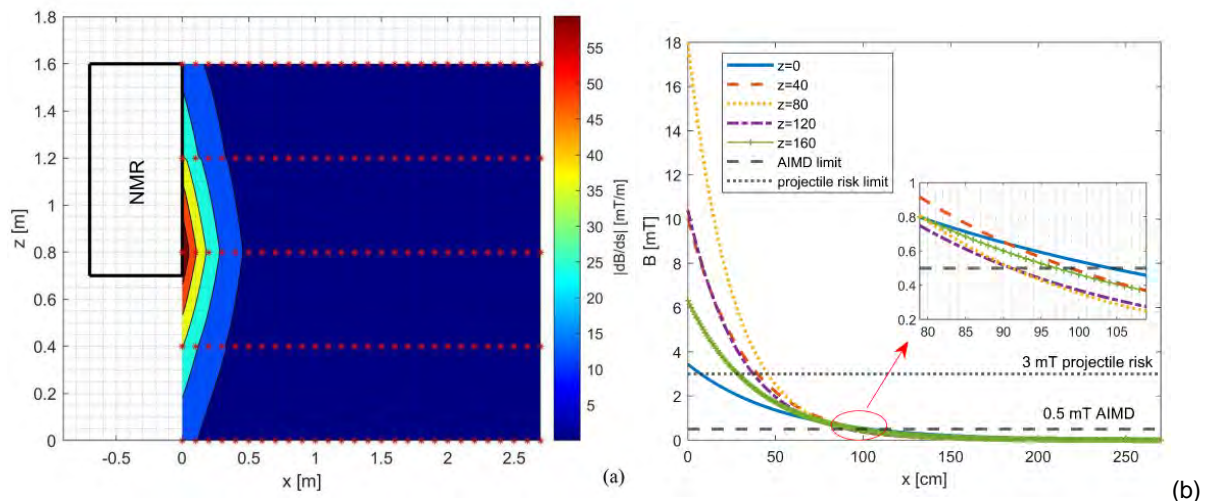
I risultati della valutazione (Tabella 1) mostrano che nessuno dei parametri di esposizione calcolati superava i limiti di soglia imposti dalla legislazione per la protezione contro gli effetti a breve termine dell'esposizione professionale acuta, ma il livello di esposizione ha superato il limite di soglia d'azione per i lavoratori con AIMD (0.5 mT) e quello per l'effetto proiettile (3 mT) durante l'esecuzione di compiti che richiedono la massima vicinanza allo spettrometro (Figura 3). Inoltre, è stata dimostrata la forte dipendenza dei valori di campo elettrico indotto calcolato dai modelli di velocità di camminata considerati.

Tabella 1 – Risultati della valutazione del rischio per uno spettrometro NMR 7T

Valore di picco	z=80 cm fianchi / testa (in posizione accovacciata)			z=120 cm torace-cuore			z=160 cm testa		
	V ₁	V ₂	V ₃	V ₁	V ₂	V ₃	V ₁	V ₂	V ₃
$ B $ mT	18.08	18.08	18.08	10.50	10.50	10.50	6.46	6.46	6.46
$ E $ mV/m	11.11	17.77	22.21	5.47	8.75	10.94	2.60	4.17	5.21
$ dB/dt $ mT/s	69.42	111.07	138.84	34.19	54.70	68.38	16.30	26.07	32.58

$v_1=1$ m/s; $v_2=1.6$ m/s; $v_3=2$ m/s

Figura 3 – Valutazione del rischio in un laboratorio NM



a) Mappa del gradiente spaziale di campo magnetico (campo disperso) sul piano xz, b) valori di campo magnetico (a diverse altezze da terra) lungo il percorso di movimento dell'operatore dallo spettrometro verso la consolle

DISCUSSIONE

La letteratura sull'esposizione professionale in ambienti NMR è attualmente molto scarsa (Decat 2007; Berlana 2017), soprattutto se confrontata con la letteratura sulla caratterizzazione dell'esposizione del personale sanitario che lavora con scanner a risonanza magnetica (MRI) (de Vocht 2007; McRobbie 2012; Schaap 2014b; Aciri 2015; De Vocht 2015). Eppure si conoscono meccanismi fisici ben consolidati di interazione tra i campi elettromagnetici e i tessuti viventi, responsabili di effetti acuti e transitori che si verificano al di sopra dei livelli di esposizione di soglia: da qui la definizione di limiti di esposizione. Ad esempio, i movimenti di traslazione e rotazione degli operatori all'interno del campo magnetico

sono oggi al centro di molti studi nelle esposizioni dei lavoratori addetti alla risonanza magnetica in medicina e stanno producendo interessanti risultati in merito alle correnti indotte nell'organismo e agli effetti che da esse ne possono derivare sull'uomo.

Poco ancora è noto riguardo l'esposizione professionale cronica poiché le prove epidemiologiche e sperimentali disponibili sui potenziali effetti avversi dei campi magnetici statici sono state considerate limitate e insufficienti per raggiungere conclusioni definitive (Driessen 2020).

Per quanto riguarda la valutazione dell'esposizione, non esistono procedure standardizzate per valutare l'esposizione professionale in ambienti MR e NMR. La caratterizzazione dei livelli e delle condizioni di esposizione è fortemente necessaria soprattutto nel caso di lavoratori altamente specializzati in ambienti industriali o di ricerca legati alla NMR, che presentano valori molto elevati di campo magnetico statico (fino a 28 T). Questo anche perché, alla base della stesura di buone pratiche e linee guida efficaci, c'è una chiara comprensione delle grandezze fisiche coinvolte.

Questo è un aspetto rilevante ai fini della valutazione del rischio considerando che un sito di risonanza magnetica non sanitaria presenta alcuni peculiari elementi di criticità tra cui: la presenza nel sito di personale spesso non adeguatamente formato, l'elevata intensità del campo magnetico statico e dei gradienti di campo (shielding attivo), nonché la necessità di svolgere operazioni di routine (quali la regolazione del tuning o la ricarica dei criogeni al magnete) in prossimità dello strumento, dove l'intensità del campo magnetico è più elevata.

Per esplorare e caratterizzare i livelli di esposizione professionale ai campi magnetici generati da uno spettrometro NMR ($\geq 7T$), può essere utile avvalersi di algoritmi e modelli matematici ad esempio per stimare il campo elettrico indotto dai movimenti di un operatore.

Nel caso di studio presentato, i dati raccolti per uno spettrometro NMR a 300 MHz (7 T) hanno rivelato che i livelli di campo magnetico B più elevati, corrispondenti ai valori di esposizione più alti, sono stati registrati in prossimità dello spettrometro.

La misurazione di $|B|$ e il calcolo della sua distribuzione spaziale e del suo gradiente indicano aree ad alto rischio, corrispondenti alle zone con maggiore gradiente spaziale del campo magnetico, in cui l'operatore dovrebbe prestare maggiore attenzione e muoversi lentamente. L'ambiente NMR può comportare rischi per i lavoratori con determinati impianti quali AIMD e altri dispositivi medici. L'esposizione ai campi elettromagnetici può infatti interferire con i componenti elettronici e causare guasti al dispositivo, come il degrado delle prestazioni, la perdita di funzionalità o risposte involontarie. I nostri risultati dimostrano che i lavoratori possono essere esposti a campi > 0.5 mT, soprattutto durante l'esecuzione di compiti che richiedono la massima vicinanza all'apparecchiatura e per altezze dal pavimento alle quali potrebbero essere presenti i tipici impianti medici attivi (pacemaker o defibrillatori impiantabili). È necessario considerare che l'evoluzione tecnologica della NMR tende verso campi magnetici statici di intensità sempre più elevata, con radiofrequenze di lavoro sempre più elevate, comportando così un aumento significativo del livello di rischio per i lavoratori. La valutazione del rischio NMR deve coinvolgere tutte le parti interessate, dal datore di lavoro che certifica, attraverso una visita medica, l'idoneità sanitaria a svolgere le mansioni che comportano l'esposizione ai campi magnetici dello spettrometro, ai lavoratori che devono adottare comportamenti specifici soprattutto quando si avvicinano allo spettrometro. Un altro aspetto rilevante è quello della progettazione e realizzazione del sito NMR che, oltre alla presenza dei necessari dispositivi di sicurezza (tubo del quench, ecc), deve garantire spazi idonei allo svolgimento delle attività correlate all'utilizzo dello spettrometro, minimizzando il rischio derivante dall'esposizione occupazionale per i lavoratori.

È fondamentale quindi aggiornare le normative per garantire la sicurezza, specialmente in laboratori con apparecchiature datate che non prevedono sistemi di sicurezza all'avanguardia, e che potrebbero creare rischi significativi. Inoltre è necessario aumentare la sensibilità degli operatori agli aspetti di sicurezza, attraverso ad esempio una formazione specifica, e rendere sistematica la valutazione del rischio avvalendosi di strumenti e metodi innovativi.

Bibliografia

Acri G, Inferrera P, Denaro L, Sansotta C, Ruello E, Anfuso C, Salmeri FM, Garreffa G, Vermiglio G, Testagrossa B (2018) dB/dt evaluation in MRI sites: Is ICNIRP threshold limit (for workers)

- exceeded? *Int J Environ Res Public Health* 15:1–13. <https://doi.org/10.3390/ijerph15071298>
- Acri G, Sansotta C, Ruello E V., Denaro L, Salmeri FM, Testagrossa B (2020) The Use of Time Domain NMR in Food Analysis: A Review. *Curr Nutr Food Sci* 17:558–565. <https://doi.org/10.2174/1573401316999201126212143>
- Acri G, Testagrossa B, Causa F, Tripepi MG, Vermiglio G, Novario R, Pozzi L, Quadrelli G (2014) Evaluation of occupational exposure in magnetic resonance sites. *Radiol Medica* 119:208–213. <https://doi.org/10.1007/s11547-013-0324-5>
- Acri G, Testagrossa B, Vermiglio G (2015) Personal Time-Varying Magnetic Fields Evaluation During Activities in MRI Sites. In: *IFMBE Proceedings*. pp 741–744
- Berlana T, Úbeda A (2017) Occupational exposure of NMR spectrometrists to static and radiofrequency fields. *Radiat Prot Dosimetry* 177:397–406. <https://doi.org/10.1093/rpd/nrx058>
- Bravo G, Modenese A, Arcangeli G, Bertoldi C, Camisa V, Corona G, Giglioli S, Ligabue G, Moccaldi R, Mucci N, Muscatello M, Venturelli I, Vimercati L, Zaffina S, Zanotti G, Gobba F (2021) Subjective Symptoms in Magnetic Resonance Imaging Personnel: A Multi-Center Study in Italy. *Front Public Heal* 9:1–8
- Campanella F, Mattozzi M, Di Luigi M, Culeddu N, Ragno E (2020) Utilizzo in sicurezza della spettroscopia NMR: valutazione del rischio e indicazioni operative
- De Vocht F, Batistatou E, Mølter A, Kromhout H, Schaap K, van Tongeren M, Crozier S, Gowland P, Keevil S (2015) Transient health symptoms of MRI staff working with 1.5 and 3.0 Tesla scanners in the UK. *Eur Radiol* 25:2718–2726. <https://doi.org/10.1007/s00330-015-3629-z>
- de Vocht F, Stevens T, Glover P, Sunderland a, Gowland P, Kromhout H (2007) Cognitive effects of head-movements in stray fields generated by a 7 Tesla whole-body MRI magnet. *Bioelectromagnetics* 28:247–55. <https://doi.org/10.1002/bem.20311>
- Decat G (2007) Occupational Exposure Assessment of the Static Magnetic Flux Density Generated by Nuclear Magnetic Resonance Spectroscopy for Biochemical Purposes. *PIERS Online* 3:513–516. <https://doi.org/10.2529/piers060907140707>
- Driessen S, Bodewein L, Dechent Id D, Graefrath D, Schmiedchen K, Stunder D, Kraus T, Petriid A-K (2020) Biological and health-related effects of weak static magnetic fields (≤ 1 mT) in humans and vertebrates: A systematic review. *PLoS One* 15
- European Parliament and Council of the European Union (2013) Directive 2013/35/EC on the minimum health and safety requirements regarding the exposure of workers to the risks arising from physical agents (electromagnetic fields). *Off J Eur Union* L179/1-21
- Gurrera D, Gallias KK, Spanò M, Abbate BF, D'Alia F, Iacoviello G, Caputo V (2019) Moving across the static magnetic field of a 1.5 T MRI scanner: Analysing compliance with Directive 2013/35/EU. *Phys Medica* 57:238–244. <https://doi.org/10.1016/j.ejmp.2018.11.004>
- Gurrera D, Leardini A, Ortolani M, Durante S, Caputo V, Gallias KK, Abbate BF, Rinaldi C, Iacoviello G, Acri G, Vermiglio G, Marrale M (2021) Experimental and Modeling Analyses of Human Motion Across the Static Magnetic Field of an MRI Scanner. *Front Bioeng Biotechnol* | www.frontiersin.org 1:613616. <https://doi.org/10.3389/fbioe.2021.613616>
- Hartwig V, Biagini C, De Marchi D, Flori A, Gabellieri C, Virgili G, Ferrante Vero LFLF, Landini L, Vanello N, Giovannetti G (2019) The Procedure for Quantitative Characterization and Analysis of Magnetic Fields in Magnetic Resonance Sites for Protection of Workers: A Pilot Study. *Ann Work Expo Heal* 63:1–9. <https://doi.org/10.1093/annweh/wxz002>
- Hartwig V, Biagini C, Marchi D De, Flori A, Gabellieri C, Virgili G, Fabiano L, Vero F, Landini L, Vanello N, Giovannetti G, Hartwig V, Biagini C, Marchi D De, Flori A, Gabellieri C, Virgili G, Fabiano L, Vero F, Landini L, Vanello N (2022a) Analysis, comparison and representation of occupational exposure to a static magnetic field in a 3-T MRI site. *Int J Occup Saf Ergon* 28:76–85. <https://doi.org/10.1080/10803548.2020.1738114>
- Hartwig V, Sansotta C, Morelli MS, Testagrossa B, Acri G (2022b) Occupational Exposure Assessment of the Static Magnetic Field Generated by Nuclear Magnetic Resonance Spectroscopy: A Case Study. *Int J Environ Res Public Health* 19:7674. <https://doi.org/10.3390/ijerph19137674>
- Hartwig V, Virgili G, Ferrante Vero LF, De Marchi D, Landini L, Giovannetti G (2018) Towards a Personalised and Interactive Assessment of Occupational Exposure To Magnetic Field During Daily Routine in Magnetic Resonance. *Radiat Prot Dosimetry* 182:1–9. <https://doi.org/10.1093/rpd/ncy114>
- Hartwig V, Virgili G, Mattei F, Biagini C, Romeo S, Zeni O, Maria -, Scarfi R, Massa R, Campanella F, Landini L, Fabriziomaria Gobba -, Modenese A, Giovannetti G (2021) Occupational exposure to electromagnetic fields in magnetic resonance environment: an update on regulation, exposure assessment techniques, health risk evaluation, and surveillance. *Med Biol Eng Comput* 1:3. <https://doi.org/10.1007/s11517-021-02435-6>
- ICNIRP (2009) Guidelines on Limits of Exposure To Static Magnetic Fields. *Health Phys* 96:504–514. <https://doi.org/10.1097/01.HP.0000343164.27920.4a>
- ICNIRP (2010) Guidelines for limiting exposure to time-varying electric and magnetic fields (1 Hz to 100

- kHz). *Health Phys* 99:818–36. <https://doi.org/10.1097/HP.0b013e3181f06c86>
- ICNIRP (2014) Guidelines for limiting exposure to electric fields induced by and by time-varying magnetic fields below 1 Hz. *Health Phys* 106:418–425. <https://doi.org/10.1097/HP.0b013e31829e5580>
- Keeler J (2010) *Understanding NMR spectroscopy*. John Wiley and Sons, Hoboken, NJ, USA
- Kim SJ, Kim KA (2017) Safety issues and updates under MR environments. *Eur J Radiol* 89:7–13. <https://doi.org/10.1016/j.ejrad.2017.01.010>
- Laakso I, Kännälä S, Jokela K (2013) Computational dosimetry of induced electric fields during realistic movements in the vicinity of a 3 T MRI scanner. *Phys Med Biol* 58:2625–40. <https://doi.org/10.1088/0031-9155/58/8/2625>
- McRobbie DW (2012) Occupational exposure in MRI. *Br J Radiol* 85:293–312. <https://doi.org/10.1259/bjr/30146162>
- McRobbie DW (2020) *Essentials of MRI safety*. Wiley-Blackwell, Hoboken, New Jersey, US
- McRobbie DW, Moore EA, Graves MJ, Prince MR (2017) *MRI from Picture to Proton*. Cambridge University Press, Cambridge
- Roemer PB, Wade T, Alejski A, Ertan K, McKenzie CA, Rutt BK, Lutz F (2021) Electric field calculation and peripheral nerve stimulation prediction for head and body gradient coils. *Magn Reson Med* 86:2301–2315
- Sannino A, Romeo S, Scarfi MR, Massa R, d'Angelo R, Petrillo A, Cerciello V, Fusco R, Zeni O (2017) Exposure Assessment and Biomonitoring of Workers in Magnetic Resonance Environment: An Exploratory Study. *Front Public Heal* 5:344. <https://doi.org/10.3389/fpubh.2017.00344>
- Schaap K, Christopher-De Vries Y, Crozier S, Vocht F De, Kromhout H (2014a) Exposure to static and time-varying magnetic fields from working in the static magnetic stray fields of MRI scanners: A comprehensive survey in the Netherlands. *Ann Occup Hyg* 58:1094–1110. <https://doi.org/10.1093/annhyg/meu057>
- Schaap K, Christopher-de Vries Y, Mason CK, de Vocht F, Portengen L, Kromhout H (2014b) Occupational exposure of healthcare and research staff to static magnetic stray fields from 1.5-7 Tesla MRI scanners is associated with reporting of transient symptoms. *Occup Environ Med* 71:423–429. <https://doi.org/10.1136/oemed-2013-101890>
- Wong KC (2014) Review of NMR Spectroscopy: Basic Principles, Concepts and Applications in Chemistry. *J Chem Educ* 91:1103–1104. <https://doi.org/10.1021/ED500324W>
- Zilberti L, Bottauscio O, Chiampi M (2016) Assessment of exposure to MRI motion-induced fields based on the International Commission on Non-Ionizing Radiation Protection (ICNIRP) guidelines. *Magn Reson Med* 76:1291–1300. <https://doi.org/10.1002/mrm.26031>

Un'introduzione alla valutazione del rischio di esposizione ad ultrasuoni

Andrea Bogi¹, Raffaele Mariconte², Claudia Giliberti², Alessandro Polichetti³, Rosaria Falsaperla⁴

1 Azienda USL Toscana Sud Est – Laboratorio di Sanità Pubblica – Siena

2 INAIL, Dipartimento Innovazioni Tecnologiche e Sicurezza degli Impianti, Prodotti ed Insediamenti

Antropici – Roma

3 Centro Nazionale per la Protezione dalle Radiazioni e Fisica Computazionale – Istituto Superiore di Sanità – Roma

4 INAIL-Dipartimento di medicina, epidemiologia, igiene del lavoro e ambientale (DIMEILA) – Roma

Riassunto

Il presente lavoro intende fornire un contributo alla valutazione del rischio occupazionale da esposizione ad ultrasuoni. Vista la mancanza di una normativa condivisa a livello nazionale o internazionale, la metodica illustrata è quella riportata nel documento redatto dal gruppo tematico Agenti Fisici del Coordinamento Tecnico per la sicurezza nei luoghi di lavoro delle Regioni e delle Province autonome, valevole come buona prassi ai sensi dell'art. 181 del D. lgs 81/08. Vengono illustrati gli aspetti principali legati al processo di valutazione del rischio, fornendo anche indicazioni sulle possibili misure di prevenzione e protezione da mettere in atto sul luogo di lavoro.

Introduzione

L'utilizzo degli ultrasuoni (US) si sta diffondendo in differenti ambiti, industriali, medici, estetici, civili; questo comporta un numero sempre crescente di persone, sia fra la popolazione che fra i lavoratori, potenzialmente esposte a questo agente fisico e ai conseguenti possibili rischi per la salute. Nonostante tale diffusione non esiste però ancora una procedura per la valutazione e gestione del rischio standardizzata e condivisa a livello internazionale.

Gli US rientrano nel campo di applicazione del Titolo VIII del D. lgs.81/08 sulla sicurezza dei lavoratori, in quanto elencati nel Capo I tra gli agenti fisici (Articolo 180), tuttavia non possiedono un capo specifico che indichi una metodica di valutazione e le conseguenti misure di prevenzione e protezione da applicare. In accordo a quanto previsto dal comma 1 dell'Articolo 181 - Valutazione dei rischi, "il datore di lavoro valuta tutti i rischi derivanti da esposizione ad agenti fisici in modo da identificare e adottare le opportune misure di prevenzione e protezione con particolare riferimento alle norme di buona tecnica ed alle buone prassi", per la valutazione del rischio ci si può riferire a norme tecniche, raccomandazioni di Organismi Protezionistici, di Enti e Associazioni a livello nazionale e internazionale. In quest'ottica e con lo spirito di supportare tutti i soggetti coinvolti a vario titolo nel processo di valutazione e gestione del rischio US, nel 2022 il gruppo tematico Agenti Fisici del Coordinamento Tecnico per la sicurezza nei luoghi di lavoro delle Regioni e delle Province autonome ha pubblicato un documento contenente le Indicazioni operative per la prevenzione del rischio da Agenti Fisici ai sensi del Decreto Legislativo 81/08 – Ultrasuoni" (Coordinamento, 2022).

Il presente contributo, basandosi su tale documento, intende fornire un possibile approccio alla valutazione e alla gestione dei rischi derivanti da esposizione occupazionale a questo agente di rischio.

Aspetti fisici degli ultrasuoni

Gli US, al pari del suono, sono onde meccaniche che si propagano in un mezzo elastico che può essere solido, liquido o gassoso e sono caratterizzati da frequenze al di sopra del limite superiore di udibilità per l'orecchio umano. Questo limite, soggettivo e variabile con l'età, è tipicamente compreso tra 16 e 20 kHz.

L'attenuazione degli US durante la loro propagazione cresce all'aumentare della frequenza., Oltre i 300 kHz si può affermare che gli US non si propagano in aria, in quanto i fenomeni di assorbimento diventano rilevanti in percorsi dell'onda dell'ordine del millimetro. Questi fenomeni implicano che rispetto ai suoni udibili, gli US restino più confinati vicino alle sorgenti; inoltre a causa della minor lunghezza d'onda essi sono molto più direzionali e questo fa sì che si possano creare delle zone d'ombra dovute alla presenza di ostacoli. Tali effetti possono risultare rilevanti quando si valuta la distribuzione spaziale dei livelli di US in un ambiente.

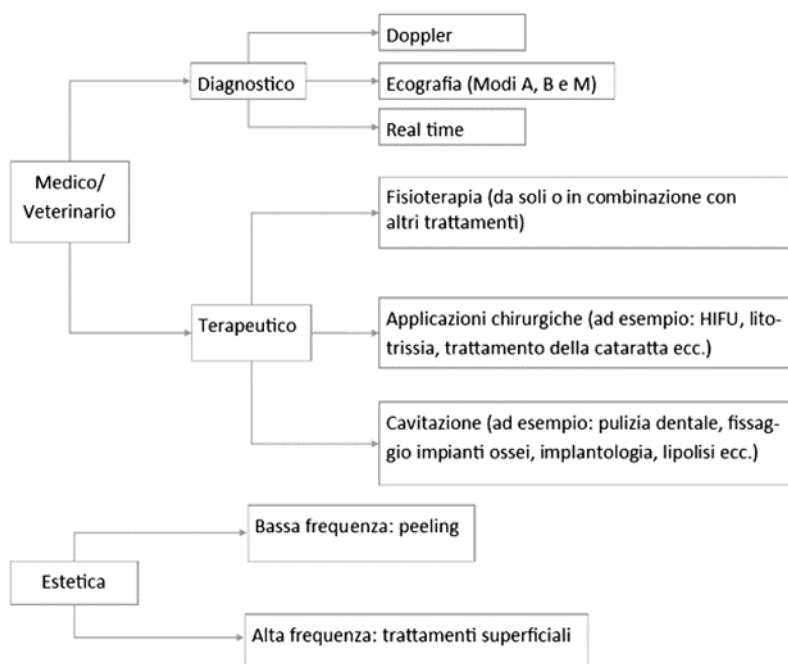
La propagazione degli US in un fluido può portare al fenomeno della cavitazione che consiste nella formazione di cavità gassose (bolle), che possono oscillare (cavitazione stabile), o crescere per poi collassare (cavitazione inerziale) all'interno del mezzo con aumenti locali e transitori della temperatura che possono raggiungere e superare i 1000° centigradi.

Quando gli US sono generati in un mezzo diverso dall'aria, la differenza di impedenza all'interfaccia mezzo-aria, comporta un'elevata riflessione. Ciò comporta che la quasi totalità dell'energia ultrasonica rimane confinata nel mezzo di generazione; tuttavia, la parte trasmessa in aria potrebbe comunque comportare un'esposizione rilevante degli operatori.

Sorgenti rilevanti in ambito occupazionale

Le applicazioni che utilizzano gli US sono in continuo aumento negli ambiti medico/veterinario ed estetico (figura 1) e nel settore industriale (Figura 2).

Figura 1 - principali applicazioni degli US in ambito medico/estetico/veterinario



In ambito medico, si trovano sia applicazioni diagnostiche che terapeutiche. In diagnostica l'ecografia utilizza frequenze nell'intervallo 1-20 MHz, con intensità limitata generalmente a 100 mW/cm², ad eccezione dei sistemi Doppler dove le intensità possono raggiungere 1 W/cm².

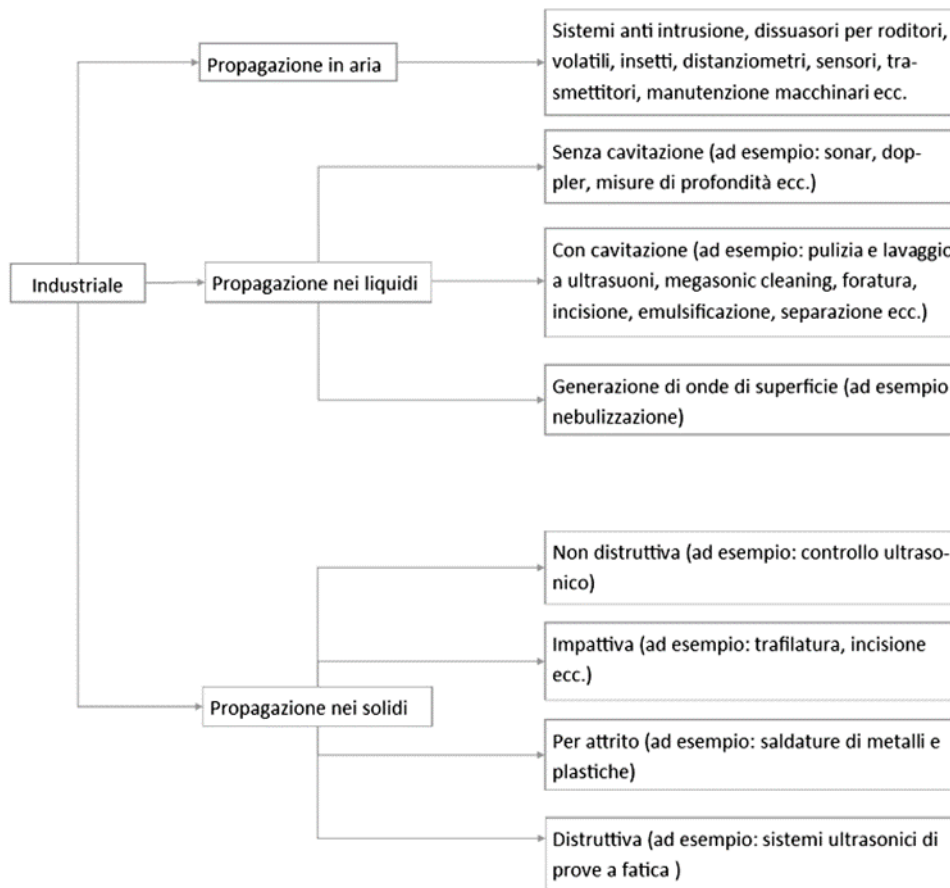
Nel settore terapeutico sono molto diffusi gli ablatori a ultrasuoni, specialmente in ambito odontoiatrico per la rimozione dell'accumulo di placca e tartaro. Le frequenze di lavoro in questo caso sono generalmente comprese fra 20kHz e 30 kHz.

Sempre nel settore terapeutico, la focalizzazione degli ultrasuoni ad alta potenza (High Intensity Focused Ultrasound, HIFU) sulla zona da trattare, viene impiegata prevalentemente per la cura dei tumori. L'intervallo di frequenze utilizzato va da 0.5 MHz a 5 MHz con intensità da 1000 W/cm² a 10000 W/cm².

A frequenze intorno a 55kHz lavorano invece i bisturi a ultrasuoni, utilizzati in chirurgia per ottenere dissezione, taglio e coagulo dei tessuti molli.

In ambito estetico, gli ultrasuoni sono impiegati per il peeling (asportazione delle cellule morte superficiali della pelle) e per trattamenti di ringiovanimento cutaneo (rassodamento). Per il peeling, la frequenza di utilizzo tipica è 25 kHz, mentre nel secondo caso le frequenze vanno da 0.8 e 3.5 MHz.

Figura 2 - principali applicazioni degli US in ambito industriale



Tra le applicazioni industriali a bassa potenza rientrano le tecniche non distruttive per la rilevazione di crepe o difetti invisibili, ma anche per monitorare i cambiamenti nella sua integrità, lo spessore o le prestazioni delle strutture stesse. Nella stessa categoria sono compresi anche i pulitori ad ultrasuoni, generalmente utilizzati a frequenze comprese tra 20 e 40 kHz per la pulizia di un'ampia varietà di oggetti: gioielli, lenti e altre parti ottiche, orologi, strumenti dentali, strumenti chirurgici, vetreria, ecc.

Nelle applicazioni industriali ad alta potenza, l'uso degli ultrasuoni ha l'obiettivo di esporre il pezzo in lavorazione a un'energia vibratoria di intensità sufficiente per provocare un cambiamento fisico permanente. Tale condizione si verifica nel caso della saldatura/incollaggio di materiali plastici, per la realizzazione di imballaggi, componenti automobilistici, giocattoli, ecc. Le frequenze utilizzate sono comprese fra 20 kHz e 40 kHz.

Esistono inoltre molti apparati che possono essere causa di generazione non intenzionale di US; alcuni esempi sono: caldaie, condensatori, valvole, scaricatori di condensa, motori, pompe, ingranaggi, ventilatori, turbine a gas/vapore, compressori, quadri elettrici. A differenza degli emettitori intenzionali di US che hanno spesso un carattere monotonale, l'emissione di ultrasuoni non intenzionale è in molti casi caratterizzata da uno spettro ampio.

Gli effetti dell'esposizione ad ultrasuoni

In modo analogo a quanto succede per il rumore, anche gli US possono avere sia effetti uditivi che extra-uditivi. Sui primi tuttavia la letteratura esistente è piuttosto scarsa e datata. Alcuni studi mostrano che per trasmissioni in aria, esposizioni di pochi secondi a livelli superiori a 105dB a 25 kHz e superiori a 145dB nell'intervallo fra 25kHz e 100 kHz, possono portare ad un innalzamento temporaneo della soglia uditiva (Lawton, 2001). Tale fatto, in analogia a

quanto avviene per il rumore, porta a credere che gli US fino alla frequenza di 100kHz possano avere effetti permanenti sull'apparato uditivo.

Gli effetti extra uditivi possono essere suddivisi a loro volta in effetti soggettivi, effetti meccanici come quelli connessi al fenomeno della cavitazione, effetti termici ed effetti indiretti.

In accordo al cosiddetto Criterio di Acton, gli effetti soggettivi (Acton, 1974) si manifestano entro pochi minuti dall'inizio dell'esposizione, per frequenze intorno a 20 kHz, a livelli compresi tra 75 dB e 105 dB. Di solito scompaiono subito dopo la cessazione dell'esposizione stessa e la loro percezione può variare da individuo a individuo. Rientrano in questa tipologia di effetti: affaticamento eccessivo, cefalea, nausea, vomito, gastralgie, sensazione di occlusione e pressione nell'orecchio, ronzii, disturbi del sonno, perdita del senso di equilibrio, vertigini, irritazione, problemi di memoria, difficoltà di concentrazione e apprendimento (Smagowska, 2013).

Il tipo di sintomo e la sua gravità sembrano variare a seconda dello spettro della radiazione ultrasonica e della suscettibilità individuale, in particolare in relazione all'acuità uditiva alle alte frequenze (Lawton, 2001).

Nel caso delle applicazioni di diagnostica clinica, l'effetto di cavitazione e quello termico che potrebbero comparire nel paziente per esami particolari (come l'ecografia 3D) sono tenuti sotto controllo mediante il monitoraggio rispettivamente dell'indice meccanico (MI) e dell'indice termico (TI) (Branca, 2008). Per quanto riguarda l'operatore, date le frequenze superiori al MHz, la propagazione in aria di questa tipologia di ultrasuoni è molto limitata. La via principale di trasmissione dell'energia ultrasonica è rappresentata dal manipolo impugnato dall'operatore. Per questo motivo la norma di prodotto EN 60601-2-5 (CEI EN 6061-2-5, 2016) limita la densità di potenza a trasmessa verso la mano a 100 mW/cm².

Nelle Indicazioni Operative si suggerisce che tale criterio potrebbe essere applicato ogni volta che l'utilizzo di un apparecchio ad ultrasuoni preveda di impugnare il manipolo emettitore.

Metodica e strumentazione di misura

Se le misure di prevenzione e protezione da mettere in atto per il controllo del rischio possono essere dedotte da fonti attendibili, a partire dai manuali di utilizzo, banche dati come il Portale Agenti Fisici, altri dati in letteratura, o indagini precedenti, non sarà necessario effettuare misure di emissione o di esposizione. Quando ciò non sia possibile, può essere necessario procedere ad una misura del livello di US presenti nell'ambiente di lavoro.

Come criterio generale, fino a frequenze intorno a 100kHz, si possono considerare le postazioni di misura indicate nelle norme tecniche UNI 9432 e UNI EN ISO 9612.

La strategia di misura dovrebbe prevedere 3 fasi differenti:

- 1) Una caratterizzazione della sorgente con punti di misura che permettano la verifica di direttività e natura della sorgente
- 2) Una mappatura del luogo di lavoro in modo da individuare le zone di superamento di eventuali livelli di riferimento in vista della delimitazione delle zone di rischio
- 3) La determinazione del livello di esposizione di eventuali postazioni di lavoro particolari, andando a caratterizzare il campo nei pressi dell'orecchio dell'operatore addetto

Si ricorda che l'orientamento del microfono verso la sorgente nel caso degli ultrasuoni è critico, infatti la differenza di livello misurato fra orientamento parallelo e perpendicolare può superare i 10dB.

Allo stato attuale non esistono norme internazionali che definiscono in maniera chiara ed univoca i requisiti della strumentazione per le misurazioni dei livelli di pressione sonora in aria all'interno dell'intervallo ultrasonico, nonché indicazioni per la loro taratura periodica. Le specifiche di classe 1 (CEI EN 61672-1, 2014) dei fonometri, sebbene non coprano la gamma degli US, possono costituire un valido punto di partenza per la scelta della strumentazione adeguata. Analizzando i diversi criteri esistenti di valutazione degli US in aria, una soluzione consiste nell'eseguire misurazioni usando uno strumento (misuratore/analizzatore) di classe 1 con banda passante utile adatta alla gamma di frequenza di interesse, dotato di un microfono anch'esso adatto per la gamma di frequenza di interesse (CEI EN 61094, 1997) e filtri a bande di 1/3 di ottava.

Per la misura degli US in aria, risulta di particolare importanza il microfono impiegato. Per ragioni legate a fenomeni di diffrazione intorno alla capsula microfonica, fino a 40 kHz, è

possibile utilizzare microfoni con capsule da 1/2" la cui banda passante risulti piatta fino a tale frequenza.

Per misurare frequenze superiori, è necessario impiegare microfoni più piccoli, da 1/4" o 1/8" fermo restando che la loro banda passante rimanga piatta fino alle frequenze massime di indagine.

Criteria di valutazione del rischio

Gli ultrasuoni rientrano a pieno titolo fra gli agenti fisici da valutare nei luoghi di lavoro, essendo citati nell'art. 180 del D.lgs 81/08. Tuttavia a differenza di quanto avviene per rumore, vibrazioni, campi elettromagnetici e radiazioni ottiche, non è presente un capo che indichi la metodica con cui effettuare tale valutazione e le conseguenti misure di prevenzione e protezione da mettere in atto.

Rimane valido il fatto che, in tutti quei casi nei quali il processo lavorativo o la mansione comportino una significativa esposizione del lavoratore agli US, si dovrà effettuare una valutazione del rischio specifico, che non consiste in una mera quantificazione dell'esposizione, ma nella messa in atto di adeguate misure di prevenzione e protezione per gli esposti. Inoltre ai sensi dell'art. 181, tale valutazione andrà ripetuta almeno ogni 4 anni.

Per scegliere la metodica con cui effettuare tale valutazione il datore di lavoro può basarsi su norme di buona tecnica o buone prassi. In quest'ottica rientra la pubblicazione del documento "Indicazioni operative per la prevenzione del rischio da Agenti Fisici ai sensi del Decreto Legislativo 81/08 – Ultrasuoni", consultabile online sul Portale Agenti Fisici (PAF) al link: https://www.portaleagentifisici.it/fo_ultrasuoni_documentazione.php?lg=IT . Il documento affronta i differenti aspetti della valutazione, proponendo una metodica che seppur non cogente dal punto di vista legislativo, rappresenta comunque un riferimento che non può essere ignorato. Il datore di lavoro può scegliere una metodica differente, ma dovrebbe garantire un livello di protezione analogo a quello ottenuto seguendo il documento delle FAQ. I contenuti del documento sono riportati anche nella corrispondente sezione del Portale Agenti Fisici che include anche una banca dati specifica sulle sorgenti in continuo aggiornamento.

La valutazione del rischio da esposizione a US deve riguardare l'esposizione complessiva del lavoratore e, pertanto, dovrà tenere in considerazione tutte le sorgenti a cui può essere esposto considerando tutti gli effetti conosciuti e la eventuale presenza di lavoratori particolarmente sensibili al rischio.

Il primo passo è come sempre il censimento delle sorgenti e la raccolta delle informazioni a partire dal contenuto dei manuali d'uso e manutenzione. Tali manuali possono contenere indicazioni in riferimento ai livelli di emissione dell'apparato nonché le misure di tutela per un utilizzo in sicurezza. A questo proposito si fa presente che purtroppo come succede anche per altri fattori di rischio, quasi tutte le sorgenti di ultrasuoni allo stato attuale non hanno una norma specifica di prodotto. Questo fa sì che il produttore ha la facoltà di scegliere quali informazioni inserire e come valutare il rischio associato all'utilizzo della sua sorgente. Questa mancanza di regole definite porta molti produttori a fornire dei manuali incompleti dal punto di vista di informazione sui rischi o, peggio ancora, completamente privi di tali informazioni. Si noti che quest'ultima situazione è in contrasto con le normative generali alle quali ciascun prodotto deve comunque sottostare (Direttiva Macchine, Regolamento Dispositivi Medici o Direttiva Bassa Tensione). Infatti, tali normative impongono l'obbligo di dichiarazione di tutti i rischi conosciuti e delle misure di prevenzione e protezioni da mettere in atto per il loro controllo in base anche alla destinazione d'uso del prodotto. Di conseguenza, seppur con criteri non condivisi, si dovrebbero trovare già oggi informazioni sulla sicurezza anche per le sorgenti di ultrasuoni.

Altre fonti utilizzabili per la valutazione del rischio sono: rapporti tecnici derivanti da indagini precedenti, norme tecniche, linee guida, dati di letteratura.

Come già detto, l'obiettivo della valutazione del rischio è la determinazione delle opportune misure di prevenzione e protezione da mettere in atto per il suo controllo, di conseguenza se queste possono essere dedotte da una delle fonti sopra citate, non sarà necessario effettuare misure di emissione o di esposizione.

In Italia non esistono dei limiti cogenti per gli ultrasuoni, tuttavia secondo i principi del D.lgs 81/08, l'obiettivo della valutazione è la prevenzione di tutti i rischi a cui può essere esposto il

lavoratore. Di conseguenza, in base alle informazioni sulle conseguenze sulla loro salute e sicurezza dell'esposizione a determinati livelli di esposizione, si dovranno mettere in atto strategie per prevenirli o limitarli al livello più basso ragionevolmente ottenibile. Basandosi sui pochi e datati studi a disposizione, a livello internazionale sono stati proposti differenti sistemi di limitazione, tutti basati sui singoli livelli in terzi di ottava: il documento dell'International Non-Ionizing Radiation Committee of the International Radiation Protection Association (IRPA-INIRC) "Interim guidelines on limits of human exposure to airborne ultrasound" (Tabella 1) (IRPA – INIRC, 1984); le linee guida Canadesi del 1991 "Guidelines for the Safe Use of Ultrasound: Part II Industrial and Commercial Applications" (Tabella 2) (Health Canada, 1991) pubblicate dal Ministero della Sanità e del Welfare canadese; il documento Threshold Limit Values and Biological Exposure Indices dell'American Conference of Governmental Industrial Hygienists (ACGIH) (Tabella 3) (ACGIH, 2021).

In Tabella 1 sono mostrati i limiti proposti da ACGIH. Si noti che secondo la nota alla tabella, presente nel documento originale: "Disturbi soggettivi e disagio possono verificarsi, in alcuni individui, a livelli compresi tra 75 e 105 dB per frequenze comprese tra 10 kHz e 20 kHz specialmente se di natura tonale. Possono essere necessarie protezioni individuali o interventi ingegneristici per prevenire effetti soggettivi.". Inoltre, il documento suggerisce che i valori limite corrispondenti alle frequenze a partire da 25kHz potrebbero essere innalzati di ulteriori 30dB "quando non vi è possibilità che l'ultrasuono agisca sul corpo per contatto con l'acqua o altri mezzi".

Tabella 1 - Limiti proposti dalla ACGIH

Frequenza centrale della banda di 1/3 di ottava (kHz)	Misurati in aria in dB Riferiti a 20 µPa; testa in aria	
	Valori Limite di soglia (Ceiling)	TWA (8 h)
10	105 ^(A)	88 ^(A)
12,5	105 ^(A)	89 ^(A)
16	105 ^(A)	92 ^(A)
20	105 ^(A)	94 ^(A)
25	110 ^(B)	-
31,5	115 ^(B)	-
40	115 ^(B)	-
50	115 ^(B)	-
63	115 ^(B)	-
80	115 ^(B)	-
100	115 ^(B)	-

I limiti ACGIH spingono la possibile esposizione ad ultrasuoni ad un livello prossimo alla soglia di insorgenza degli effetti sull'apparato uditivo.

Il documento canadese propone dei limiti più cautelativi che tra 20 e 50 kHz riportano valori di esposizione per i lavoratori identici a quelli previsti dall'IRPA-INIRC. Nel documento delle FAQ si consiglia di far riferimento ai limiti canadesi, considerandoli come "ceiling values", valori massimi istantanei non superabili, compresi quelli previsti per la popolazione, utili per proteggere anche i soggetti particolarmente sensibili e per la definizione delle sorgenti

giustificabili ovvero tali da non dare luogo nel tempo ad alcuna situazione potenzialmente pericolosa. L'adozione di tali limiti, basandosi anche sull'assunto che l'esposizione avvenga in aria e che non si verifichi mai il contatto diretto del soggetto esposto con la sorgente, prevengono un innalzamento anche momentaneo della soglia uditiva e limitano i potenziali effetti soggettivi che possono verificarsi istantaneamente.

Tabella 2 - Limiti delle Linee Guida Canadesi del 1991

Frequenza (kHz)	SPL (dB)
16	75
20	75
25	110
31.5	110
40	110
50	110

Tabella 3 - Limiti IRPA-INIRC

Frequenza centrale della banda in terzi d'ottava (kHz)	Esposizione lavoratori SPL - Livello di pressione sonora (dB re: 20 µPa)	Esposizione popolazione SPL - Livello di pressione sonora (dB re: 20 µPa)
20	75	70
25	110	100
31,5	110	100
40	110	100
50	110	100
63	110	100
80	110	100
100	110	100

In caso di esposizione a livelli in grado di produrre un effetto negativo sulla salute e sicurezza degli operatori è necessario attivare un programma di azione che prevenga l'insorgenza sia degli effetti soggetti che di quelli sull'apparato uditivo. Si ricorda che in base all'art. 182 del D.lgs 81/08 i rischi fisici vanno eliminati o ridotti alla fonte, mettendo in atto opportune misure tecniche e/o organizzative e tenendo conto anche dei soggetti più sensibili.

A questo proposito, oltre ai minori ed alle donne in gravidanza, vanno aggiunti, come categorie di soggetti sensibili, anche i lavoratori che indossano protesi acustiche, lenti a contatto e soggetti con particolari condizioni individuali (ipoacusici, portatori di dispositivi medici), trattandosi di condizioni soggettive e cofattori che possono incrementare il rischio. Inoltre, alcuni individui possono risultare più suscettibili all'insorgenza di disturbi per predisposizione individuale: in particolare, i giovani possono essere considerati più sensibili a causa della maggiore acuità dell'udito ad alta frequenza.

Come ultima barriera di abbattimento dell'esposizione si possono utilizzare dispositivi di protezione individuali. Anche per questa scelta non è presente una norma di prodotto. Un punto di partenza possono essere le certificazioni dei DPI uditivi utilizzati per proteggersi dal rumore, tenendo sempre in conto l'aspetto dell'iperprotezione nel campo dell'udibile.

Come nel caso degli altri rischi, la formazione dei lavoratori ha un ruolo fondamentale per la loro sicurezza, a maggior ragione quando si ha a che fare con un tipo di esposizione sui cui effetti si hanno ancora pochi dati. I lavoratori dovrebbero essere istruiti a riconoscere i potenziali effetti negativi dell'esposizione.

Per quanto riguarda gli effetti sull'apparato uditivo, il medico competente, in fase di visita periodica, potrebbe applicare protocolli simili a quelli applicati per il rumore per verificare la presenza di eventuali perdite nella capacità uditiva. Questionari *ad hoc* potrebbero inoltre evidenziare la presenza di situazioni di insorgenza degli effetti soggettivi. Si evidenzia che la sorveglianza sanitaria andrà attivata quando i livelli di esposizione presenti sono tali, allo stato attuale delle conoscenze, da indurre effetti che potrebbero pregiudicare la salute e la sicurezza dei lavoratori;

Conclusioni

Le applicazioni degli ultrasuoni sono in continua crescita, ma la regolamentazione del loro utilizzo è ancora del tutto insufficiente. Preliminarmente agli aspetti legislativi, occorrono nuovi studi per stabilire in modo soddisfacente soprattutto i livelli di insorgenza degli effetti uditivi. A fronte di tali necessità, con il fine di fornire uno strumento utile al datore di lavoro che si trova obbligato a valutare l'eventuale presenza di tale rischio, è stato scritto il documento contenente le indicazioni operative redatto dal Coordinamento Tecnico delle Regioni e delle Province Autonome. Nel presente lavoro è stato riportato un estratto di tale documento, che può rappresentare un'introduzione alla valutazione del rischio.

Bibliografia

- Acton I., *The effects of industrial airborne ultrasound on humans*, 1974, Ultrasonics
- Branca P. Francesco, *Fondamenti di ingegneria clinica – Ecotomografia*, 2008, Springer,
- CEI EN 60601-2-5, *Apparecchi elettromedicali Parte 2: Prescrizioni particolari relative alla sicurezza fondamentale e alle prestazioni essenziali delle apparecchiature per la terapia ad ultrasuoni*, 2016, Comitato Elettrotecnico Italiano
- CEI EN 61672-1, *Elettroacustica – Fonometri parte 1: Specifiche*, 2014, Comitato Elettrotecnico Italiano
- CEI EN 61094, *Microfoni di misura. Parte 4: Specifiche dei microfoni campione di lavoro*, 1997, Comitato Elettrotecnico Italiano
- Coordinamento Tecnico per la sicurezza nei luoghi di lavoro delle Regioni e delle Province autonome - Gruppo Tematico Agenti Fisici, *Indicazioni operative per la prevenzione del rischio da Agenti Fisici ai sensi del Decreto Legislativo 81/08. Parte 7: ULTRASUONI*, 2022
- Health Canada, *Guidelines for the Safe Use of Ultrasound: Part II - Industrial and Commercial Application*, 1991, Environmental Health Directorate Health Protection Branch Published by authority of the Minister of National Health and Welfare
- International Non-Ionizing Radiation Committee of the International Radiation Protection Associations (IRPA – INIRC), *INTERIM GUIDELINES ON LIMITS OF HUMAN EXPOSURE TO AIRBORNE ULTRASOUND*, 1984, Health Physics
- Lawton, B.W., *Damage to human hearing by airborne sound of very high frequency or ultrasonic frequency*, 2001, HSE Crown
- Smagowska B., Pawlaczyk-Łuszczynska M., *Effects of ultrasonic noise on the human body— A bibliographic review*, 2013, Int. J. Occup. Saf. Ergon.
- The American Conference of Governmental Industrial Hygienists (ACGIH), *Guide to Occupational Exposure Values*, 2021.

Caratterizzazione dell'emissione di bagnetti ad ultrasuoni e sonicatori impiegati nei laboratori di ricerca

Claudia Giliberti¹, Andrea Bogi², Diego Annesi³, Rosaria Falsaperla³, Fabrizio Consoli⁴, Raffaele Mariconte¹

¹INAIL, Dipartimento Innovazioni Tecnologiche e Sicurezza degli Impianti, Prodotti ed Insediamenti Antropici, Roma

²Azienda USL Toscana Sud Est – Laboratorio di Sanità Pubblica – Siena

³INAIL-Dipartimento di Medicina, Epidemiologia, Igiene del lavoro e Ambientale (DIMEILA) – Roma

⁴Tecnico della Prevenzione nell'Ambiente e nei Luoghi di Lavoro, Roma

c.giliberti@inail.it

Riassunto

L'impiego crescente di tecnologie basate sull'utilizzo di ultrasuoni (US) comporta una potenziale esposizione per i lavoratori. In assenza di un capo specifico nel D.Lgs. 81/08 e di limiti cogenti, nel 2022 sono state pubblicate le Indicazioni operative per la prevenzione del rischio da US, ai sensi dell'81/08 (FAQ US), dove vengono definite metodiche di misura e procedure per la valutazione e gestione del rischio da esposizione a questo agente fisico. Il lavoro presenta i risultati di una campagna di misure su 30 bagnetti e 4 sonicatori, realizzata secondo le indicazioni contenute nel documento FAQ US. A tal fine è stata utilizzata una specifica catena di misura, costituita da un sistema di acquisizione e analisi del segnale e un microfono, sensibili nel range ultrasonoro. Le misurazioni, eseguite negli ambienti di utilizzo corrente dei dispositivi, sono state effettuate nelle differenti condizioni emissive e di lavoro dei sistemi. I risultati delle misure sono stati confrontati con i limiti, consigliati nelle FAQ US, per prevenire l'insorgenza di effetti uditivi (danni uditivi) ed extra uditivi (affaticamento, nausea, cefalea, vertigini, ecc.). I risultati dell'indagine hanno permesso di determinare le misure di prevenzione e protezione da applicare per l'utilizzo in sicurezza di bagnetti e sonicatori ad US, quali la segregazione delle sorgenti, l'uso di DPI uditivi, l'affissione di opportuna cartellonistica e la formazione e informazione dei lavoratori.

INTRODUZIONE

Gli ultrasuoni (US) sono ampiamente utilizzati in ambito industriale, ad esempio per pulizia, saldatura, foratura, incisione, emulsificazione, in ambito medico per diagnostica e terapia, e civile per sistemi antintrusione, dissuasori per piccoli animali ecc., comportando una potenziale esposizione per i lavoratori e per la popolazione inconsapevole. In ambito occupazionale, il decreto 81/2008 inserisce gli US tra gli agenti fisici che possono comportare rischi per la salute e la sicurezza dei lavoratori (Titolo VIII, art. 180) e per i quali esiste l'obbligo di effettuare la valutazione del rischio. Tuttavia, non esistono né metodologie di misura, né procedure per la valutazione del rischio che siano standardizzate e condivise a livello internazionale. L'art.28 del Testo Unico impone però la valutazione di "...tutti i rischi per la sicurezza e la salute dei lavoratori...": ciò significa che se il processo lavorativo o la mansione comportano una significativa esposizione del lavoratore ad US, si dovrà necessariamente effettuare una valutazione dei rischi specifica, da intendersi come processo finalizzato ad individuare le adeguate misure di prevenzione e a garantire il miglioramento nel tempo dei livelli di salute e sicurezza per i lavoratori esposti. In assenza di un capo specifico nel D.Lgs. 81/08 e di limiti cogenti, a dicembre 2022 sono state pubblicate le "Indicazioni operative per la prevenzione del rischio da US, ai sensi dell'81/08" (denominate FAQ US, 2022), elaborate dal Gruppo Tematico Agenti Fisici e approvate dal Gruppo Tecnico Interregionale Prevenzione Igiene e Sicurezza sui Luoghi di Lavoro. Il documento è strutturato in forma di risposte alle domande più frequenti su: Effetti sulla salute degli US e sorveglianza sanitaria dei lavoratori esposti; Metodiche e strumentazione per la misura degli US in aria; Valutazione e gestione del rischio esposizione a US negli ambienti di lavoro e Vigilanza. Esso rappresenta un riferimento fondamentale di buona prassi per tutti gli attori coinvolti nel processo di valutazione del rischio.

Il presente lavoro, applicando le procedure riportate nelle FAQ US, riporta i risultati di una campagna di misure dedicata alla caratterizzazione dell'emissione ultrasonora di bagni e sonicatori, utilizzati nei laboratori di ricerca e indica le misure di prevenzione e protezione da applicare per l'utilizzo in sicurezza di questi sistemi.

EFFETTI DELL'ESPOSIZIONE AD ULTRASUONI

I potenziali effetti dell'esposizione ad US sono di tipo uditivo ed extrauditivo; quelli uditivi si riferiscono ad innalzamenti temporanei della soglia uditiva. Tali effetti uditivi sono stati osservati a 20 kHz nel caso di esposizioni anche brevi a livelli superiori a 105 dB e, nell'intervallo di frequenze 25-100 kHz, per esposizioni a livelli superiori a 145 dB, anche per pochi secondi (Acton, 1974). Tra gli effetti extra-uditivi, gli effetti soggettivi si riferiscono a una spiacevole sensazione di "pienezza" o pressione nelle orecchie, seguita da nausea, mal di testa, stanchezza, vomito, perdita di equilibrio e vertigini. Tali effetti si manifestano per frequenze intorno a 20 kHz a livelli superiori a 75 dB, dopo pochi minuti di esposizione e di solito scompaiono subito dopo la cessazione dell'esposizione stessa. Il tipo di sintomo e la gravità variano da persona a persona, a seconda dello spettro della radiazione ultrasonica e della suscettibilità individuale degli esposti, in funzione della loro acuità uditiva alle alte frequenze (Acton, 1974).

NORMATIVA DI RIFERIMENTO

In Italia non esistono limiti cogenti per i lavoratori esposti ad US. A livello internazionale, i riferimenti più rilevanti tra gli organismi Protezionistici, gli Enti e le Associazioni che hanno proposto limiti di esposizione e/o valori soglia per gli US che si propagano in aria, sono: il documento dell'International Non-Ionizing Radiation Committee of the International Radiation Protection Association (IRPA-INIRC) "*Interim guidelines on limits of human exposure to airborne ultrasound*" del 1981 (IRPA, 1981); le linee guida a cura dell'Health Canada del 1991 "*Guidelines for the Safe Use of Ultrasound: Part II Industrial and Commercial Applications*" (Health Canada, 1991); il documento *Threshold Limit Values and Biological Exposure Indices* dell'American Conference of Governmental Industrial Hygienists (ACGIH, 2021).

Nelle FAQ US, in un'ottica cautelativa si consiglia di fare riferimento all'impostazione delle linee guida canadesi, che tra 20 e 50 kHz riportano limiti di esposizione per i lavoratori identici a quelli previsti dall'IRPA-INIRC, esplicitamente considerati come "ceiling values", valori massimi istantanei non superabili. Il rispetto di tali limiti, riportati in tabella 1, consente di prevenire l'insorgenza di effetti sia uditivi che soggettivi nei lavoratori esposti.

Tabella 1: Livelli di esposizione riferibili alle linee guida Health Canada, considerati come "ceiling values"

Frequenza centrale della banda in terzi d'ottava (kHz)	Esposizione LAVORATORI SPL - Livello di pressione sonora (dB re: 20 µPa)
20	75
25	110
31,5	110
40	110
50	110
63	110
80	110
100	110

SORGENTI DI ULTRASUONI NEI LABORATORI DI RICERCA: BAGNI AD ULTRASUONI E SONICATORI

La cavitazione ad US viene ampiamente utilizzata nei laboratori di ricerca per il processo di cleaning (pulizia ad US) e per processi di estrazione, lisi, disintegrazione e de-agglomerazione di materiali biologici. Il termine cavitazione si riferisce a una gamma di fenomeni che consistono nella formazione di cavità gassose (bolle) all'interno del liquido in cui si propagano gli US, che possono oscillare (cavitazione stabile) o crescere per poi collassare (cavitazione inerziale), a causa di cambiamenti del gradiente di pressione, esercitando un'azione meccanica sulla superficie degli oggetti immersi. Tale processo è utilizzato per la rimozione di contaminanti (sporco, olio, grasso, inchiostro, vernice, colla, ecc.) dalle superfici di oggetti (metalli, vetro, ceramica, ecc.) immersi, e, ad intensità più elevate, ad esempio, per disintegrare cellule,

omogeneizzare tessuti, emulsionare e disperdere prodotti, degassare soluzioni e accelerare la velocità di reazioni chimiche. A tale scopo, gli strumenti preposti sono rispettivamente i bagni ad US ed i sonicatori.

Per quanto riguarda i bagni ad US, le componenti essenziali includono un generatore di segnale, un serbatoio solitamente in acciaio inox, riempito con una soluzione acquosa contenente acqua e detergente, una serie di trasduttori piezoelettrici che, posizionati sul fondo e/o sui lati della vasca, producono onde di pressione, generando cavitazione in acqua. La frequenza di lavoro di tali sistemi influisce sulla dimensione delle bollicine prodotte nel liquido in cui sono immersi gli oggetti da pulire: maggiore è la frequenza del generatore, minore è la dimensione delle bolle prodotte.

Nei laboratori di ricerca, le frequenze di lavoro di tali dispositivi sono generalmente comprese tra 40 e 50 kHz e le dimensioni delle vasche sono piuttosto contenute, da 240 x 140 x 100 mm a circa 150 x 85 x 65 mm con una capacità da 2 a 4 litri circa.

Il sonificatore invece è uno strumento più complesso, composto da un generatore che converte l'energia elettrica in US alla frequenza di 20 KHz, da un trasduttore che trasforma questa energia in vibrazione meccanica longitudinale di uguale frequenza, da un booster che amplifica tale vibrazione e da una sonda detta sonotrodo che, immersa nel liquido, senza entrare in contatto con il contenitore, trasmette l'energia vibrazionale ai prodotti da trattare.

Per queste tipologie di sorgenti, in cui gli US vengono generati e si propagano in acqua, la differenza di impedenza fra l'acqua e l'aria tipicamente comporta un'elevata riflessione all'interfaccia. Di conseguenza la quasi totalità dell'energia ultrasonica rimane confinata nell'acqua. Tuttavia, in alcuni casi, l'emissione residua di US in aria potrebbe comunque essere rilevante: di conseguenza è necessario valutarne l'intensità e confrontarla con i valori di insorgenza dei diversi effetti sui lavoratori esposti che operano su tali apparati, al fine di garantirne la sicurezza e la salute.

MATERIALI E METODI

La strumentazione per la misurazione del livello di pressione sonora nella gamma delle frequenze ultrasoniche, a differenza di quella per la misurazione del rumore, allo stato attuale, non fa riferimento a uno standard internazionale che ne definisca in maniera chiara ed univoca i requisiti, le procedure e la periodicità della taratura. Le specifiche presenti per i fonometri in classe 1, sebbene non coprano la gamma degli US, possono costituire un valido punto di partenza per la scelta della strumentazione. Inoltre, la taratura da parte di un centro LAT della parte udibile, può rappresentare un primo indice di buon funzionamento anche della parte ultrasonica.

In accordo con le procedure stabilite nelle Indicazioni Operative, per la realizzazione della campagna di misura è stato utilizzato un analizzatore di segnale Pulse, modello 3161-A011, operante nel range di frequenza 10-100 kHz, munito di un microfono Brüel & Kjaer da 1/4" (modello 4939). Vista l'elevata direzionalità degli US, si è sempre prestato attenzione ad orientare il microfono verso la sorgente; in particolare esso è stato posizionato a 150 cm dal piano di calpestio e a 50 cm di distanza dalla sorgente, nella tipica posizione dell'orecchio di un lavoratore che opera sulla strumentazione, come riportato in figura 1.

Figura 1 - Set up di misura per la rilevazione degli ultrasuoni durante la campagna



I rilievi sono stati eseguiti negli ambienti di ordinario utilizzo delle attrezzature, per ogni condizione di funzionamento (*stazionaria, degas, sweep, impulsive, dynamic*). Quando era

presente il coperchio, tipicamente in plastica o metallo, le misure sono state effettuate nelle due condizioni di presenza ed assenza dello stesso.

Al fine di ottenere una valutazione maggiormente cautelativa, ed in accordo al documento delle FAQ, per il confronto con i limiti è stato utilizzato il descrittore L_{fSmax} [dB], ossia il livello sonoro massimo rilevato con ponderazione temporale Slow per ogni banda di terzi di ottava nell'intervallo 10-100 kHz. Tale descrittore, considerando la natura emissiva essenzialmente di tipo tonale (monocromatica/sinusoidale, armonica) delle sorgenti ultrasonore analizzate, può rappresentare un valido indicatore di impulsività e di discomfort, con riferimento agli effetti soggettivi degli US.

Per la valutazione dell'incertezza, si sono considerati i contributi della ripetibilità, calcolando la deviazione standard su tre misure, e quello dato dall'incertezza strumentale pari a $\pm 2,0$ dB, come fornita dal produttore. L'incertezza estesa è stata calcolata tenendo conto di un fattore di copertura $k=1,645$. Per ciascuna configurazione, il valor medio delle tre misure effettuate, sommato all'incertezza estesa, è stato confrontato con i limiti riportati in tabella 1.

RISULTATI

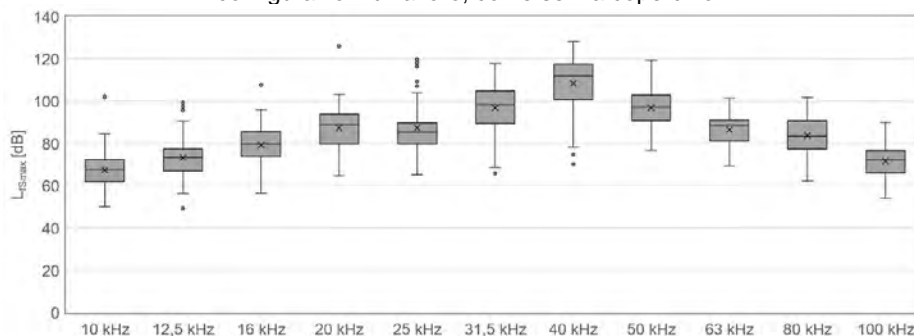
La campagna di misura è stata eseguita su 30 bagnetti, di cui 29 per applicazioni di laboratorio e 1 per applicazioni industriali, e 4 sonicatori, per un totale di 89 prove eseguite nelle varie configurazioni di lavoro. La frequenza nominale di lavoro di tutti i dispositivi era compresa tra 20 e 59 kHz, ed i sistemi, nell'80% dei casi, erano utilizzati da oltre 5 anni; il 60% delle apparecchiature operava solo in condizioni stazionarie, il restante 40% in più condizioni operative.

Per i bagni ad US, delle 79 prove eseguite, nel 67% dei casi è stata analizzata la modalità stazionaria che, oltre ad essere la più utilizzata, è anche quella che comporta emissioni più elevate, con valori massimi rilevati compresi tra 95 e 128 dB. Nel restante 33% dei casi, sono state analizzate anche le altre modalità:

- *sweep*, in cui gli US vengono modulati in frequenza, garantendo una distribuzione omogenea del campo ultrasonoro;
- *degas* (degassificazione) in cui il liquido viene velocemente liberato dall'aria in esso disciolta, generando treni d'onda composti di più frequenze per brevi intervalli di tempo, per una più efficace pulizia ad US;
- *impulsive, dynamic*;
- *funzionamento* con e senza coperchio, se disponibile, in plastica o metallo.

In figura 2 è riportato il box plot che rappresenta la distribuzione dei valori di L_{fSmax} misurati per l'intero campione di misura delle vasche ad US nelle bande di 1/3 di ottava, da 10 kHz a 100 kHz, in tutte le configurazioni di lavoro, con e senza coperchio.

Figura 2 – Bagni ad ultrasuoni: distribuzione dei valori di L_{fSmax} [dB] misurati, per bande di 1/3 di ottava, in tutte le configurazioni di lavoro, con e senza coperchio



Tale andamento evidenzia che nel campione analizzato, i livelli più elevati sono stati riscontrati nella banda dei 40 kHz (valore medio di L_{fSmax} [dB] a 40 kHz= $(108,4\pm 12,7)$ dB); inoltre, le emissioni nella banda dei 20 kHz, indipendentemente dalle frequenze di lavoro dei dispositivi, sono risultate quasi sempre superiori ai 75 dB, limite in corrispondenza del quale si segnala in letteratura l'insorgenza di effetti soggettivi nei lavoratori esposti (valore medio di L_{fSmax} [dB] a 20 kHz= $(87,3\pm 10,5)$ dB). Il grafico evidenzia nella banda dei 20 kHz, un'emissione a livelli superiori a 120 dB, riferibile ad un unico dispositivo piuttosto datato.

Per garantire la protezione dei lavoratori, è stata pertanto eseguita un'analisi più specifica, selezionando per ciascuna vasca, la frequenza in corrispondenza della quale è stato rilevato il livello massimo, che, nel 43% dei casi era a 40 kHz, nel 23% dei casi a 31,5 kHz, nel 13% dei casi a 50 kHz; tali condizioni sono rappresentative di circa l'80% del campione qui analizzato.

Per l'insieme di vaschette corrispondenti a ciascuna frequenza principale individuata, sono stati selezionati i livelli di emissione L_{fsmax} [dB] in terzi di ottava, sui quali sono state calcolate la media e la deviazione standard. In tabella 2 sono stati riportati nella prima colonna i valori delle frequenze del livello massimo e nelle colonne successive i valori medi e le deviazioni standard calcolati come precedentemente indicato. Sono state mediate le differenti modalità operative nella sola condizione senza coperchio; questa risulta la situazione operativa più frequente e quella che comporta l'esposizione maggiore. La relativa attenuazione, ottenuta dall'applicazione del coperchio, quando disponibile, sarà discussa successivamente nel dettaglio.

Tabella 2 - Valori medi, calcolati per bande di terzi di ottava, dei livelli di L_{fsmax} [dB] misurati sui bagnetti con valori massimi alle frequenze di 31,5 kHz, 40 kHz e 50 kHz, in tutte le modalità operative, senza coperchi

Frequenza del livello massimo (kHz)	L_{fsmax} [dB]	10 kHz	12,5 kHz	16 kHz	20 kHz	25 kHz	31,5 kHz	40 kHz	50 kHz	63 kHz	80 kHz	100 kHz
31,5	media	65,7	73,2	88,9	82,1	90,1	114,2	101,9	90,2	91,7	84,0	78,7
	dev. std.	7,9	6,7	6,3	9,6	6,1	2,8	11,3	7,0	5,1	9,2	8,6
40	media	68,3	73,1	79,4	91,6	84,2	99,6	118,8	99,1	89,1	90,9	74,0
	dev. std.	6,9	7,3	7,5	7,0	4,6	7,7	4,0	6,4	5,2	5,9	4,1
50	media	68,1	71,8	74,9	83,0	92,2	83,7	100,1	115,4	92,7	80,2	80,1
	dev. std.	7,6	7,1	7,2	11,4	7,7	6,9	14,0	6,2	4,9	5,2	4,4

I risultati mostrano che i livelli più elevati si ottengono per i bagni con frequenza del livello massimo a 40 kHz, in cui il livello medio nella banda dei 40 kHz, pari a circa 119 dB, risulta superiore alla soglia per l'insorgenza degli effetti uditivi nei lavoratori esposti. La stessa condizione si verifica anche per i bagni con frequenza del massimo a 31,5 kHz e 50 kHz ed evidenzia che, indipendentemente dalla frequenza di lavoro delle vaschette, la salute uditiva dei lavoratori è a rischio e deve essere preservata con adeguate misure di prevenzione e protezione. I livelli in corrispondenza delle altre bande sono risultati sempre inferiori ai 110 dB. In generale i livelli misurati nella banda dei 20 kHz sono risultati inferiori di circa 30 dB rispetto al livello massimo, ma risultano comunque mediamente superiori alle soglie di insorgenza degli effetti soggettivi (75 dB). Tale risultato evidenzia che, indipendentemente dalla frequenza di lavoro dei dispositivi, occorre prestare attenzione alle emissioni in corrispondenza di questa specifica banda, per garantire la sicurezza dei lavoratori.

Si evidenzia infine che, in corrispondenza delle bande di frequenza più basse, appartenenti al range udibile (10 kHz, 12,5 kHz e 16 kHz), i livelli medi misurati sono al limite della soglia del disturbo uditivo (che in banda larga è tra compreso 60 dBA e 65 dBA, in ambienti di lavoro ordinari); pertanto, nel caso di utilizzo dei dispositivi per lunghi intervalli di tempo durante la giornata lavorativa, può essere possibile l'insorgenza di effetti extrauditivi. Tale condizione risulta confermata dagli utilizzatori stessi che riferiscono discomfort uditivo durante il funzionamento dei dispositivi. È stato rilevato che, nella maggior parte dei casi, i bagnetti sono posizionati sul piano di lavoro in laboratorio, con un ciclo di attività generalmente dell'ordine di 10-15 minuti.

Uno studio più dettagliato è stato eseguito in funzione dell'applicazione o meno del coperchio (in metallo o in plastica, comunque non a tenuta) al dispositivo, quando disponibile. Selezionando le sole condizioni operative stazionarie, il valore medio in dB dell'attenuazione, calcolata come differenza tra i livelli rilevati nella posizione di misura senza coperchio e quelli con coperchio, è risultato dell'ordine di circa 5 dB. Tale abbattimento, seppur rilevante, non risulta però molto significativo per proteggere in modo efficace il lavoratore dal discomfort causato dalla presenza degli US, data la sua insorgenza dopo pochi minuti di esposizione. Infatti a differenza di quanto accade nell'udibile, per gli US il descrittore utilizzato per valutare

l'eventuale insorgenza degli effetti uditivi ed extrauditivi non rappresenta una dose cumulata nel tempo, ma un valore calcolato su tempi molto brevi; questo preclude la possibilità di ridurre il livello di esposizione degli operatori anche a partire dalla riduzione del tempo di permanenza nell'ambiente.

È stata eseguita un'analisi più dettagliata dell'attenuazione prodotta in relazione alla tipologia di coperchio utilizzato per queste apparecchiature. Delle 79 prove eseguite, il 42% è stata eseguita con coperchio che nel 9% dei casi era in plastica, nel 5% in plastica con fori, nel 18% dei casi in metallo. Selezionando le sole configurazioni con coperchi in plastica e in metallo, la media delle attenuazioni fornite dalle suddette coperture è risultata pari a circa 4 dB per i coperchi in metallo, con valori inferiori ad 1 dB alle frequenze più basse, crescenti da 4 dB a 8 dB, tra 40 e 100 kHz.

Si segnala che in alcuni casi i livelli di US rilevati con coperchio in metallo sono risultati superiori a quelli senza coperchio; una possibile spiegazione di tale fenomeno potrebbe essere cercata nella capacità del coperchio tipicamente in alluminio, piuttosto leggero, di risuonare alla frequenza di lavoro degli apparati.

I coperchi in plastica hanno fornito attenuazioni medie pari a circa 7 dB, più stabili in funzione della frequenza rispetto a quelle registrate con i coperchi in metallo. Esse sono risultate pari a circa 4-5 dB tra 10 e 50 kHz, con attenuazioni medie crescenti con la frequenza, fino a 16 dB a frequenze più elevate.

Nel caso dell'unico dispositivo industriale progettato per operare con coperchio in metallo a tenuta, i livelli di attenuazione rilevati sono risultati superiori a 15 dB. Tale risultato evidenzia la necessità di progettare, al livello di produzione industriale, questi apparati con coperchi costruiti ad hoc, possibilmente a tenuta, per limitare l'emissione in aria di US. Purtroppo, tale considerazione protezionistica non si concilia con l'utilizzo dei dispositivi nelle tipiche condizioni di lavoro; in laboratorio, infatti, le vaschette vengono generalmente impiegate non solo per il lavaggio in immersione di oggetti, ma anche per pulizia di materiali da laboratorio (es. vetreria) che, posizionati in specifici porta-oggetti, spesso fuoriescono dalla vasca stessa, rendendo impossibile l'applicazione dei coperchi.

Nelle tabelle 3, 4 e 5 vengono riportati esempi dell'attenuazione fornita dall'applicazione dei coperchi per tre tipologie di bagni ad US: in particolare, in tabella 3 sono riportati i livelli di L_{fSmax} [dB] con e senza coperchio per il bagno ad US industriale, con coperchio in metallo a tenuta; in tabella 4 è riportato un esempio di bagno ad US da laboratorio con coperchio in plastica, in tabella 5 un esempio di bagno ad US da laboratorio con coperchio in metallo.

Tabella 3 - Bagno ad ultrasuoni industriale con coperchio a tenuta, descrittore L_{fSmax} [dB]



	Frequenza kHz	10	12,5	16	20	25	31,5	40	50	63	80	100
	L_{fSmax} [dB] Media SENZA coperchio	79,1	96,6	85,5	91,6	116,9	100,3	99,6	98,9	86,3	87,7	73,0
	L_{fSmax} [dB] Media CON coperchio	66,8	85,2	76,8	79,5	107,4	91,4	93,1	81,7	67,9	68,7	52,6
	Attenuazione dB	12,3	11,4	8,7	12,1	9,5	8,9	6,5	17,2	18,4	19,0	20,4

Tabella 4 - Bagno ad ultrasuoni da laboratorio con coperchio in plastica, descrittore L_{fsmax} [dB]





	Frequenza kHz	10	12,5	16	20	25	31,5	40	50	63	80	100
	L_{fsmax} [dB] Media SENZA coperchio	64,3	68,8	77,5	90,1	80,8	101,2	117,1	92,2	90,2	92,2	71,5
	L_{fsmax} [dB] Media CON coperchio	58,4	64,0	71,4	83,3	73,1	92,1	108,3	83,1	76,1	76,0	58,6
	Attenuazione dB	5,9	4,8	6,1	6,8	7,7	9,1	8,8	9,1	14,1	16,2	12,9

Tabella 5 - Bagno ad ultrasuoni da laboratorio con coperchio in metallo, descrittore L_{fsmax} [dB]

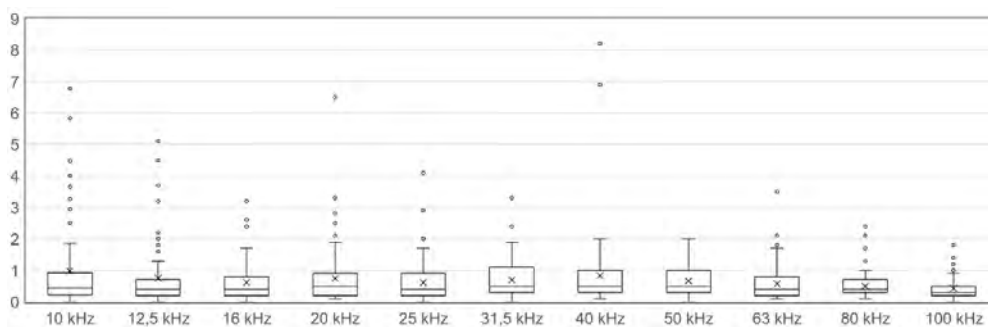
	Frequenza kHz	10	12,5	16	20	25	31,5	40	50	63	80	100
	L_{fsmax} [dB] Media SENZA coperchio	69,6	75,6	94,0	86,9	84,0	111,7	102,6	94,4	90,3	82,2	87,4
	L_{fsmax} [dB] Media CON coperchio	65,7	72,3	90,8	84,7	84,2	112,5	102,5	89,0	83,2	75,3	80,3
	Attenuazione dB	3,9	3,3	3,2	2,2	-0,2	-0,8	0,1	5,4	7,1	6,9	7,1

Dalle tabelle, come precedentemente riportato, si evidenzia una maggiore attenuazione fornita dal coperchio in plastica. Nell'impossibilità dell'utilizzo della copertura nella normale routine di laboratorio, al fine di garantire un adeguato abbattimento dei livelli e proteggere i lavoratori dagli effetti uditivi ed extrauditivi, può essere previsto l'utilizzo delle vasche all'interno delle cappe aspiranti da laboratorio. Prove preliminari mostrano infatti un abbattimento di circa 10 dB in tale configurazione.

Nelle Indicazioni Operative, la gestione del rischio da esposizione ad US prevede, in accordo con i dati di letteratura, anche l'utilizzo di cabine o schermi realizzati ad hoc in lastre di policarbonato di qualche mm di spessore, per attenuare l'emissione in aria di US provenienti da sorgenti in ambiente di lavoro. Misure preliminari, eseguite con l'utilizzo di box case in PVC, realizzate a copertura dell'intero dispositivo, evidenziano abbattimenti importanti, tra i 17 dB e i 21 dB; tali sistemi richiedono però investimenti economici importanti, attenzione specifica alla tenuta di eventuali coperchi e alla fuoriuscita spuria di US dalle sedi di passaggio dei cavi di alimentazione.

Un'ulteriore analisi ha riguardato lo studio della ripetibilità e stabilità delle tre misure eseguite sui bagni ad US. In figura 3 sono riportati i box plot riferiti alle deviazioni standard calcolate sulle tre misure ripetute, effettuate su ciascun bagno, per l'intero campione di misura, in tutte le condizioni operative, con e senza coperchio. La ripetibilità delle misure appare evidente (deviazione standard sotto 1 dB). Si osserva però che le misure in bassa frequenza (10 kHz, 12,5 kHz, 16 kHz) presentano numerosi outliers; tale risultato può essere dovuto sia alla contaminazione da rumori ambientali in alta frequenza presenti durante le misure (tali misurazioni sono state infatti eseguite nelle normali sedi di utilizzo dei dispositivi), sia ad eventuali problematiche legate alla stabilità del piezoelettrico, che si riscontrano anche alle frequenze ultrasoniche.

Figura 3 - Deviazione standard delle tre misure ripetute dei livelli di L_{fSmax} [dB], eseguite su ciascuno dei 30 bagni ad US in tutte le condizioni operative, per bande di terzi ottava



A tal fine, sarebbe necessaria l'elaborazione di una specifica norma tecnica, nella quale siano indicati gli obblighi di valutazione da parte del produttore delle emissioni secondo una metodica condivisa e la loro dichiarazione nei manuali d'uso. Dovrebbero inoltre essere fornite precise indicazioni sulla manutenzione preventiva e periodica degli apparati, legata all'utilizzo degli stessi, in modo da mantenere la piena operatività dei dispositivi, evitando ad esempio problematiche legate all'eventuale instabilità del piezoelettrico.

Infine, nel campione analizzato, non è stata rilevata alcuna correlazione fra la potenza elettrica assorbita e il livello massimo di US emessi in aria: i livelli di US rilevati in prossimità di bagni con dimensioni maggiori, operanti a potenze più elevate, non sono risultati più elevati rispetto a quanto rilevato in prossimità dei modelli più piccoli. Questo fatto può essere spiegato pensando che per ottenere un determinato trattamento, è necessario raggiungere una data densità di energia ultrasonica nel volume di acqua a disposizione; pertanto, ad un volume maggiore corrisponde una maggiore potenza ultrasonica iniettata nel liquido. Tale potenza viene impiegata quasi totalmente per generare il processo di cavitazione, per cui il livello di US che raggiunge l'interfaccia con l'aria, responsabile dell'emissione residua che potrebbe esporre i lavoratori, risulta indipendente dalla potenza utilizzata.

Per quanto riguarda i 4 sonicatori analizzati durante la campagna di misura, delle 10 prove eseguite, nella maggioranza dei casi (60%) è stata analizzata la modalità stazionaria. Tali dispositivi operano alla frequenza di 20 kHz e prevedono quasi sempre la presenza di un case con sportello. In unico caso, lo strumento era privo di case e utilizzato sul banco di lavoro in laboratorio; in tutti gli altri casi, lo strumento era posizionato in una stanza separata, utilizzato sempre dal personale con lo sportello chiuso, indossando anche DPI uditivi. La condizione a sportello chiuso rappresenta pertanto la condizione di lavoro consigliata per questo dispositivo. In ogni caso, per valutare il livello di abbattimento fornito dal case, le misurazioni sono state eseguite anche con sportello chiuso e aperto. I risultati mostrano che per questa tipologia di sorgenti, la chiusura degli sportelli comporta un abbattimento dei livelli di US emessi in aria pari a circa 18-20 dB. Va segnalato inoltre che i sonicatori prevedevano la selezione della potenza da parte dell'operatore. Le misurazioni sono state eseguite al 20% e al 40% della potenza, secondo le indicazioni fornite dall'operatore, in relazione alle tipiche modalità di utilizzo di queste apparecchiature nell'attività di laboratorio.

I risultati delle misure con sportello chiuso (con l'aggiunta dell'unico caso di strumento operante senza case) per le due potenze analizzate, sono riportate in tabella 6 ed evidenziano che le emissioni nella banda di 20 kHz, dove la categoria dei sonicatori analizzati presentava la frequenza di lavoro, sono in media superiori a 75 dB (valore medio di L_{fSmax} [dB] a 20 kHz=(84,4±7,4)dB) che rappresenta il livello per l'insorgenza di effetti soggettivi nei lavoratori esposti. Particolare attenzione deve essere pertanto prestata in relazione alla sicurezza dei lavoratori esposti a queste emissioni. Non sono state rilevate criticità per quanto riguarda gli effetti uditivi.

Tabella 6 – Esempio di sonicatore ad ultrasuoni ad immersione nel suo case e risultati dei livelli di L_{fSmax} [dB] nel campione di misura

	Frequenza kHz	10	12,5	16	20	25	31,5	40	50	63	80	100
	L_{fSmax} [dB] Media	68,8	60,6	63,3	84,4	69,2	71,1	70,6	61,1	56,2	47,9	42,2
	dev. std.	6,6	7,0	7,5	7,4	5,3	10,5	12,2	12,5	13,3	11,4	7,9

I risultati per questa categoria di sorgenti evidenziano che è consigliabile l'acquisto dei prodotti con il relativo case, e l'utilizzo dei dispositivi esclusivamente con lo sportello chiuso con l'impiego di dispositivi di protezione uditiva, come spesso indicato dai produttori nel manuale d'uso.

In considerazione dei livelli rilevati e considerata la possibilità da parte dell'operatore di selezionare la potenza, indicazioni devono essere fornite in relazione all'utilizzo dei dispositivi alle potenze più basse possibili, compatibilmente con l'obiettivo che si intende raggiungere tramite l'utilizzo dello strumento. Inoltre, appare assolutamente necessario segregare le sorgenti in stanze dedicate, l'apposizione di adeguata cartellonistica, la formazione e l'informazione dei lavoratori.

CONCLUSIONI

La campagna sperimentale ha evidenziato che i bagni ad US e i sonicatori vengono normalmente adoperati nei laboratori di ricerca da gruppi eterogenei di utilizzatori (lavoratori e/o studenti) di differenti classi di età, spesso inconsapevoli e non adeguatamente formati sui potenziali rischi connessi con il loro utilizzo e le apparecchiature sono risultate spesso posizionate sui banchi di lavoro ove gli operatori svolgono le loro attività quotidiane.

Dalla campagna di misura è emerso che le emissioni provenienti dai bagnetti ad US e dai sonicatori, alla frequenza di lavoro dei dispositivi, superano sempre i limiti stabiliti da Health Canada per la prevenzione dagli effetti soggettivi come vertigini e nausea. Nel caso dei bagnetti, particolare attenzione va prestata alle emissioni alla frequenza di lavoro dei vari dispositivi per l'insorgenza di eventuali danni uditivi.

Nel caso delle vaschette, la presenza di coperchi in dotazione ai dispositivi non fornisce significativi abbattimenti delle emissioni, a meno che gli stessi coperchi non siano progettati ad hoc, come nell'unico caso di vasca per usi industriali.

Al contrario, le misurazioni sui sonicatori evidenziano significativi abbattimenti dei livelli di US in aria per effetto del contenimento dei dispositivi in case forniti dal produttore. Nonostante ciò, i limiti per l'insorgenza di effetti soggettivi vengono comunque superati.

Pertanto, al fine di prevenire potenziali effetti per la salute e la sicurezza dei lavoratori, tenendo conto anche dei lavoratori particolarmente sensibili, le misure principali di prevenzione e protezione da applicare a queste sorgenti sono:

- l'utilizzo dei sonicatori con case con sportello chiuso;
- l'utilizzo, ove possibile di coperchi in plastica o la progettazione di case in PVC per i bagni ad US, ove possibile, in relazione agli specifici utilizzi dei dispositivi;
- la segregazione dei dispositivi (sia bagni che sonicatori ad immersione) in stanze separate dai laboratori nei quali normalmente i lavoratori svolgono la loro attività, evitando di posizionare tali apparati direttamente sui banchi di lavoro;
- è auspicabile l'uso di DPI uditivi, previsti e raccomandati nel caso dei sonicatori;
- l'apposizione di opportuna cartellonistica per evidenziare la presenza di US;
- la formazione dei lavoratori specifica sui rischi da US e sulle sorgenti presenti in azienda, al fine di renderli consapevoli delle condizioni di rischio e di eventuali suscettibilità individuali.

L'efficacia di tali misure andrà verificata in occasione delle visite periodiche da parte del medico competente che dovrebbe, nel corso delle suddette visite, intervistare i lavoratori per rilevare l'eventuale presenza di disturbi uditivi e malesseri legati alla presenza di emissioni provenienti da tali apparati nell'attività lavorativa.

Occorre anche prestare attenzione ai livelli emessi da tali sorgenti nel range udibile, per la protezione dei lavoratori dagli effetti extrauditivi del rumore.

Appare inoltre necessario instaurare un dialogo con i produttori al fine di migliorare la qualità dei prodotti e fornire specifiche indicazioni per la manutenzione preventiva e periodica e per un uso in sicurezza delle apparecchiature.

La campagna di misura ha inoltre evidenziato numerose criticità nel processo di misura legate al posizionamento spaziale del microfono, al tipo di strumentazione utilizzata per effettuare la misura. In tal senso, sono auspicabili in futuro interconfronti per valutare nel dettaglio il peso di tali contributi nell'incertezza connessa con la misura.

Bibliografia

ACGIH, 2021; The American Conference of Governmental Industrial Hygienists. *Guide to Occupational Exposure Values*, 2021.

Acton I., 1974; *The effects of industrial airborne ultrasound on humans*, Ultrasonics, Volume 12, Issue 3, 1974, Pages 124-128, ISSN 0041-624X, [https://doi.org/10.1016/0041-624X\(74\)90069-9](https://doi.org/10.1016/0041-624X(74)90069-9).

FAQ US, 2022, Coordinamento Tecnico per la sicurezza nei luoghi di lavoro delle Regioni e delle Province autonome - Gruppo Tematico Agenti Fisici. *Indicazioni operative per la prevenzione del rischio da Agenti Fisici ai sensi del Decreto Legislativo 81/08. Parte 7: ULTRASUONI*, 2022.

Health Canada, 1991; *Guidelines for the Safe Use of Ultrasound: Part II - Industrial and Commercial Application*. Environmental Health Directorate Health Protection Branch Published by authority of the Minister of National Health and Welfare. EHD-TR-158, 1991. ISBN 0-660-13741-0.

IRPA – INIRC, 1984; International Non-Ionizing Radiation Committee of the International Radiation Protection Associations *INTERIM GUIDELINES ON LIMITS OF HUMAN EXPOSURE TO AIRBORNE ULTRASOUND*. Health Physics Vol.46, No.4 (April), pp.969-974, 1984.

Caratterizzazione dell'emissione di luce blu per terapia cutanea e valutazione degli aspetti di sicurezza fotobiologica per operatore e paziente

Alice Cimino¹, Riccardo Di Liberto²

¹Centro Ricerche Ambientali, ICS Maugeri, Via Salvatore Maugeri 10, Pavia

²Fondazione IRCCS Policlinico San Matteo, Viale Camillo Golgi 19, Pavia

r.diliberto@smatteo.pv.it

INTRODUZIONE

È stata recentemente introdotta nel mercato un'apparecchiatura elettromedicale innovativa (EmoLED®) in grado di accelerare il processo di guarigione delle ferite, sia acute che croniche, attraverso l'emissione LED di luce blu ad elevata densità di potenza (circa 1500 W/m² @ 390-450 nm). Il meccanismo di "fotobiomodulazione" e l'efficacia di EmoLED® nel ridurre i tempi di guarigione delle ferite sono supportati dalla letteratura scientifica (<https://emoled.com/pubblicazioni/>; Pavlov B. S. et al., 2021; Magni G. et al., 2023). Per tali motivi sono sempre più numerosi i centri medici che scelgono di implementare questo trattamento in aggiunta alle terapie convenzionali.

Poiché il dispositivo è caratterizzato da una sorgente di luce blu ad alta intensità, durante il trattamento una porzione del fascio terapeutico di luce blu viene riflesso dalla pelle del paziente verso l'ambiente circostante, costituendo un potenziale pericolo per gli occhi del medico e del paziente stesso. Il fabbricante del dispositivo fornisce infatti in dotazione un apposito schermo filtrante, da posizionare attorno all'apertura della sorgente LED, e degli occhiali di protezione per il medico che esegue il trattamento.

Nel presente studio si è indagato sulla percentuale di luce blu riflessa dalla pelle dei pazienti, al fine di eseguire una valutazione del rischio e garantire l'utilizzo in sicurezza del dispositivo, conformemente agli standard nazionali ed internazionali applicabili in materia di sistemi di lampade e sorgenti luminose.

Figura 1 – Lampada EmoLED® v.2.



MATERIALI E METODI

È stata effettuata un'acquisizione dell'irradianza spettrale dell'ultima versione della lampada EmoLED® (illustrata in fig. 1) utilizzando uno spettroradiometro Avantes 3648, al fine di ottenere lo spettro di emissione e confrontare il valore di irradianza misurato con il valore nominale fornito dal fabbricante. Lo spettro ottenuto è mostrato in fig. 2.

Poiché la versione della lampada disponibile per queste prove non è stata ancora rilasciata per uso terapeutico, si sono utilizzati alcuni campioni di pelle sintetica realizzati in silicone (v. fig. 3) per valutare le emissioni di luce blu dell'apparecchiatura verso l'ambiente circostante, simulando la riflettanza della pelle umana.

Per valutare meglio la riflettanza della pelle sintetica, la si è confrontata con la pelle della mano e del braccio di quattro volontari, utilizzando una lampada alogena di calibrazione per spettroradiometri come sorgente di prova.

Infine, la radianza del dispositivo EmoLED®, riflessa dalla pelle sintetica, è stata misurata utilizzando uno spettroradiometro UV JETI 1211. Le misure sono state effettuate da cinque diverse angolazioni rispetto all'asse del fascio di terapia: zero, $\pm 45^\circ$ e $\pm 90^\circ$ (v. fig. 4 e fig. 5).

Figura 2 – Irradianza spettrale emessa dal dispositivo EmoLED® v.2.

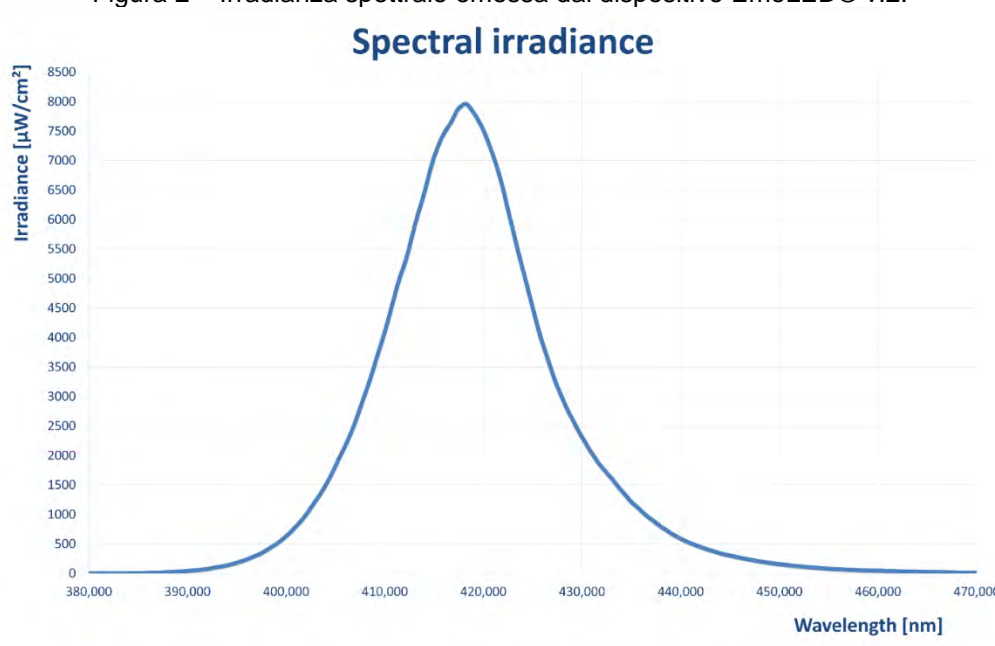


Figura 3 – Pelle sintetica utilizzata per le misure di radianza riflessa. È realizzata interamente in silicone.



PRESENTAZIONE E DISCUSSIONE DEI DATI

Con riferimento alla fig. 2, si nota che il picco di irradianza è circa a 420 nm, in accordo con i dati forniti dal fabbricante EmoLED®, in cui viene riportato che la sorgente luminosa emette nell'intervallo 400-430 nm.

La riflettanza R è stata calcolata come:

$$R = \frac{\text{Segnale rilevato}}{\text{Totale}}$$

dove con “totale” si intende il segnale misurato utilizzando un dischetto bianco di calibrazione (contrasto dichiarato dal fabbricante 98%).

In tab. 1 sono riportate la riflettanza della pelle sintetica e la riflettanza della pelle di mani e braccia di 4 volontari. Quest'ultimo valore è una media di tutte le misure effettuate in quanto, ai fini di questa analisi, non è stato ritenuto necessario indagare sulla riflettanza della pelle di ogni singolo volontario, ma piuttosto avere un valore da confrontare con quello ottenuto misurando la riflettanza della pelle sintetica. Ciò al fine di potere validare e utilizzare un “simulatore di pelle umana” che rendesse possibili le misure, senza esporre alla luce blu terapeutica alcun soggetto umano, non essendo ancora il dispositivo in commercio. Inoltre, in tab. 1 è mostrato anche il rapporto tra i due valori, indicato come “fattore di correzione”. Questo rapporto è stato utilizzato per valutare la radianza misurata dallo spettroradiometro utilizzato. Poiché questo fattore di correzione è risultato essere <1, segue che la luce blu riflessa dalla pelle umana è minore di quella riflessa dalla pelle sintetica. Di conseguenza è possibile affermare che la radianza misurata è sovrastimata e dunque le valutazioni protezionistiche risultano essere conservative.

Per avere un'idea migliore della radianza che si otterrebbe puntando EmoLED® verso la pelle di un paziente, sono dunque stati moltiplicati i valori di radianza misurata per questo fattore (v. tab. 2).

Tabella 1 – Riflettanza della pelle sintetica e della pelle di mano/braccio, e fattore di correzione calcolato come rapporto tra le due.

DA 390 nm A 455 nm	
Riflettanza – pelle sintetica	Riflettanza – pelle mano/braccio
0,57	0,18
Fattore di correzione:	0,31

Tabella 2 – Radianza efficace misurata con spettroradiometro Jeti a diverse angolazioni rispetto all'asse del fascio incidente e radianza efficace corretta tenendo conto che la pelle vera ha un grado di riflessione minore.

Angolo (°)	L_B - pelle sintetica [W/(sr·m ²)] $\epsilon = \pm 4,4\%$	L_B - correzione pelle vera [W/(sr·m ²)] $\epsilon = \pm 10\%$
-90	71	22
-45	75	23
0	58	18
45	55	17
90	64	20

Figura 4 – Rappresentazione delle angolazioni a cui sono state effettuate le misure di radianza riflessa.

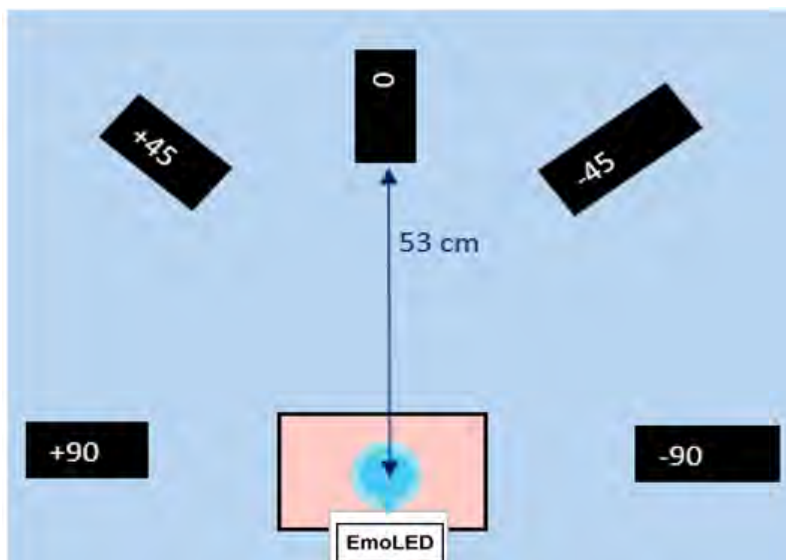


Figura 5 – Radianza riflessa dalla pelle sintetica misurata dallo spettroradiometro Jeti.



I valori di radianza L_B mostrati nella prima colonna della tab.2 sono stati ponderati utilizzando la funzione di ponderazione spettrale per la luce blu $B(\lambda)$, per cui trattasi di *radianza efficace*. Questi valori sono stati confrontati con i valori limite di esposizione (VLE) riportati nell'Allegato XXXVII del D.Lgs 81/2008 e s.m.i. per le sorgenti estese di luce blu, che per tempi pari alla durata di un trattamento – tra i 60 e i 240 secondi – sono uguali a:

$$L_B = \frac{10^6}{t}$$

dove, per t pari a 60 secondi (minima durata del trattamento) L_B risulterebbe 16,667 W/(sr·m²), mentre per t pari a 240 secondi (massima durata) L_B risulterebbe 4167 W/(sr·m²). I VLE così calcolati risultano considerevolmente più elevati di quelli misurati e riportati in tab.2.

CONCLUSIONE

L'obiettivo di questo studio è stato di valutare se la luce riflessa dalla pelle del paziente, durante un trattamento con il dispositivo EmoLED®, potesse rappresentare un rischio per gli occhi del medico.

Poiché la versione del dispositivo studiato non è stata ancora immessa sul mercato, si è deciso di utilizzare dei campioni di pelle sintetica (silicone) per studiare la radianza riflessa potenzialmente pericolosa durante i trattamenti. È stato però osservato, attraverso delle misure di riflettanza con uno spettroradiometro, che la pelle sintetica presenta una riflettanza maggiore rispetto alla pelle umana. Per questo è stato calcolato un fattore correttivo, in modo da ottenere valori realistici, nonostante la simulazione.

Poiché una sessione di terapia dura tipicamente da 60 a 240 secondi, e il medico probabilmente non effettuerà sessioni continuative per un'intera giornata lavorativa, il VLE da considerare è quello per tempi di esposizione inferiori a 10 000 s. Dalle misure eseguite e dai calcoli effettuati è stato verificato che tutti i valori di radianza riflessa dalla pelle del paziente nell'ambiente circostante e verso gli occhi dell'operatore sono ampiamente al di sotto dei VLE applicabili.

Il VLE per tempi di esposizione superiori a 10 000 s è pari a 100 W/sr·m², quindi anche considerando più di 3 ore di esposizione continua i VLE non verrebbero superati.

Pertanto, osservare la luce riflessa dalla pelle del paziente durante un trattamento con il dispositivo EmoLED® non pone rischi di fotoretinite per il medico terapeuta in base alle conoscenze e normative attuali.

RINGRAZIAMENTI

Gli autori desiderano ringraziare Fabrizio Frisan e Vincenzo Ricci di Friest Srl e la EmoLED® SpA.



Bibliografia

D. Lgs. 9 aprile 2008, n. 81, *Attuazione dell'articolo 1 della legge 3 agosto 2007, n. 123, in materia di tutela della salute e della sicurezza nei luoghi di lavoro*

<https://emoled.com/pubblicazioni/>

Magni Giada et al., *In Vivo Evidence of Blue LED Light Photobiomodulation*, 2023, Medical Sciences Forum

Pavlov B. Sergey et al., *Experimental Study of the Effect of Photobiomodulation Therapy on the Regulation of the Healing Process of Chronic Wounds*, 2021, International Journal of Photoenergy

Un aggiornamento sulla normativa nazionale per la protezione della popolazione dai campi elettromagnetici a radiofrequenza

Alessandro Polichetti

Centro Nazionale per la Protezione dalle Radiazioni e Fisica Computazionale, Istituto Superiore di Sanità, Viale Regina Elena 299, 00161 Roma

alessandro.polichetti@iss.it

INTRODUZIONE

La normativa nazionale italiana per la protezione della salute della popolazione dai rischi per la salute connessi alle esposizioni ai campi elettromagnetici a radiofrequenza (CEM-RF, 100 kHz- 300 GHz) è sempre stata caratterizzata, fin dall'emanazione nel 1998 del primo decreto in materia, da disposizioni specifiche relative a possibili effetti sulla salute a lungo termine, pur non essendo questi ultimi accertati da una ricerca scientifica pluridecennale, in applicazione del principio di precauzione. Successivamente, tale normativa è stata modificata una prima volta nel 2012 e più recentemente alla fine del 2023 allo scopo di rendere meno restrittive queste disposizioni che alcuni operatori telefonici lamentavano essere un ostacolo allo sviluppo della telefonia mobile, pur non abbandonando l'approccio precauzionale. In questa relazione verrà descritto brevemente lo stato delle conoscenze scientifiche relative agli effetti sulla salute dei CEM-RF e sarà trattata l'evoluzione della normativa nazionale fino ai più recenti aggiornamenti.

EFFETTI SULLA SALUTE DEI CEM-RF E NORMATIVE INTERNAZIONALI DI PROTEZIONE

EFFETTI A BREVE TERMINE E STANDARD DI PROTEZIONE INTERNAZIONALI

Gli effetti nocivi per la salute umana delle esposizioni a CEM-RF accertati da una ricerca scientifica pluridecennale sono quelli a breve termine connessi al riscaldamento dei tessuti del corpo umano dovuto all'assorbimento di energia elettromagnetica e alla sua conversione in calore, nonché quelli connessi al fenomeno dell'elettroporazione, fenomeno consistente nell'apertura di pori nelle membrane cellulari a seguito di esposizione a intensi campi elettrici, che si verifica per esposizioni superiori alle già elevate esposizioni che danno luogo ad effetti di natura termica (per esposizioni "elevate" si intendono quelle non riscontrabili negli ambienti di vita e nella maggior parte degli ambienti di lavoro).

Gli effetti termici, connessi ad esposizioni acute ad elevati livelli di campo, sono "a soglia", in quanto solo al di sopra di determinati livelli di esposizione il sistema termoregolatore dell'organismo non riesce a smaltire efficacemente il calore in eccesso prodotto dall'assorbimento di energia elettromagnetica, con conseguenti aumenti di temperatura sistemici e localizzati potenzialmente dannosi. A partire dai valori soglia - per mezzo di opportuni fattori di riduzione che tengono conto di varie sorgenti di incertezza come, per esempio, la variabilità nella risposta degli individui - è stato possibile definire limiti di esposizione il cui rispetto assicura la totale prevenzione sia degli effetti termici, sia dell'elettroporazione.

Nella maggior parte dei Paesi che le hanno emanate, le normative di protezione dalle esposizioni ai CEM-RF si basano sulle linee guida pubblicate dall'International Commission on Non-Ionizing Radiation Protection (ICNIRP), organismo scientifico indipendente in relazioni ufficiali con l'Organizzazione Mondiale della Sanità. L'Unione Europea ha emanato la Raccomandazione 1999/519/CE per la protezione della popolazione (Unione Europea, 1999) e la Direttiva 2013/35/UE per la protezione dei lavoratori (Unione Europea, 2013), entrambe

basate, per quanto riguarda i CEM-RF, sulle linee guida pubblicate dall'ICNIRP nel 1998 (ICNIRP, 1998).

Nelle più recenti linee guida dell'ICNIRP relative ai CEM-RF, pubblicate nel 2020 in vista dell'impiego su larga scala della tecnologia di telecomunicazioni mobili di quinta generazione (5G), i limiti di esposizione sono stati aggiornati per tenere conto delle particolari caratteristiche delle esposizioni dovute alle antenne 5G, in termini di frequenze più elevate e di esposizioni più brevi ma potenzialmente di maggiore intensità rispetto alle tecnologie di telefonia mobile precedenti (ICNIRP, 2020).

EFFETTI NON ACCERTATI DEI CEM-RF: STATO DELLE CONOSCENZE

È ancora oggetto di ricerca se vi siano altri effetti sulla salute dovuti a esposizioni inferiori ai limiti previsti dagli standard di protezione internazionali e quali possano essere i meccanismi di azione che eventualmente li determinino.

In relazione a questi effetti “non termici” sono stati effettuati numerosi studi sia di tipo sperimentale – su sistemi cellulari (*studi in vitro*), su animali da laboratorio (*studi in vivo*) e su volontari umani (per soli effetti reversibili) – sia di tipo osservazionale sugli esseri umani (studi epidemiologici). Molti degli studi relativi alla telefonia mobile si sono concentrati sui tumori, ma sono stati effettuati anche numerosi studi relativi ad altri possibili effetti sanitari, quali per esempio disturbi cognitivi e psicomotori, effetti sull'attività cerebrale (alterazioni elettroencefalografiche e della permeabilità della barriera ematoencefalica), disturbi neuro-comportamentali, sintomi di vario tipo (dal mal di testa alle eruzioni cutanee) in molti casi attribuiti dalle stesse persone che ne soffrono alle esposizioni ai campi elettromagnetici (la cosiddetta “ipersensibilità elettromagnetica”), effetti sulla fertilità e sulla gravidanza.

Per quanto riguarda gli effetti cancerogeni, nel 2011 l'International Agency for Research on Cancer (IARC) – un'agenzia dell'Organizzazione Mondiale della Sanità – ha classificato i CEM-RF come “possibilmente cancerogeni per gli esseri umani” (Gruppo 2B) per via di alcuni studi epidemiologici di tipo caso-controllo che hanno associato l'utilizzo di telefoni cellulari ad un aumentato rischio di tumori intracranici quali il glioma e il neurinoma del nervo acustico. La IARC ha definito l'evidenza fornita da questi studi come “limitata”, cioè non sufficiente a dimostrare un nesso causale tra esposizione e patologie tumorali (IARC, 2013). Evidenze di questo tipo sono significativamente inferiori a quelle che possono condurre alla classificazione di un agente come “probabilmente cancerogeno per gli esseri umani” (Gruppo 2A) o “cancerogeno per gli esseri umani” (Gruppo 1). La stessa IARC ha chiarito che la classificazione dei CEM-RF nel Gruppo 2B implica che vi è un'evidenza tutt'altro che conclusiva che l'esposizione possa causare il cancro negli esseri umani o negli animali (IARC, 2019).

Successivamente alla classificazione della IARC, sono stati pubblicati numerosi studi epidemiologici e sperimentali, nonché diverse valutazioni delle evidenze scientifiche che tenevano conto delle nuove risultanze che si venivano via via accumulando. Un elenco non esaustivo di questi aggiornamenti delle evidenze relative alla cancerogenicità dei CEM-RF è riportato nel Rapporto Istisan 19/11 “Radiazioni a radiofrequenze e tumori: sintesi delle evidenze scientifiche” (Lagorio *et al.*, 2019) in cui si conclude che “per quanto concerne il rischio di tumori cerebrali in relazione all'esposizione a radiofrequenze da telefoni mobili, i dati ad oggi disponibili suggeriscono che l'uso comune del cellulare non sia associato all'incremento del rischio di alcun tipo di tumore cerebrale. Rimane un certo grado d'incertezza riguardo alle conseguenze di un uso molto intenso, in particolare dei cellulari della prima e seconda generazione caratterizzati da elevate potenze di emissione. In considerazione dell'assenza di incrementi nell'andamento temporale dei tassi d'incidenza e dei risultati negativi degli studi coorte, anche piccoli incrementi di rischio sembrano poco verosimili, ma non si possono escludere. Inoltre, gli studi finora effettuati non hanno potuto analizzare gli effetti a lungo termine dell'uso del cellulare iniziato da bambini e di un'eventuale maggiore vulnerabilità a questi effetti durante l'infanzia.”

Si segnala tuttavia che nel 2022 sono stati pubblicati i risultati dello studio internazionale MOBI-Kids che ha valutato l'eventuale associazione tra l'utilizzo dei telefoni wireless (cellulari e cordless) e il rischio di tumori cerebrali in bambini e adolescenti (Castaño-Vinyals *et al.*,

2022). I risultati delle analisi statistiche hanno evidenziato una diminuzione del rischio all'aumentare del tempo trascorso dal primo utilizzo dei telefoni wireless, del numero complessivo e del tempo cumulativo delle chiamate, in particolare nel gruppo di età 15-19 anni. Questa diminuzione del rischio è stata osservata anche all'aumentare dell'energia a RF cumulativa assorbita dal soggetto esposto per unità di massa e della densità di corrente cumulativa indotta dai campi a bassa frequenza emessi dai telefoni wireless, entrambe stimate alla sede di localizzazione dei tumori.

Sono stati inoltre pubblicati nel 2024 i risultati dello studio di coorte internazionale COSMOS (Cohort Study on Mobile Phones and Health), specificamente progettato al fine di superare le limitazioni degli studi epidemiologici precedenti attraverso una più accurata raccolta di informazioni sul numero totale di ore di utilizzo dei telefoni cellulari, e avente come oggetto esposizioni di più lunga durata e tecnologie di telefonia mobile più recenti rispetto agli studi precedenti (Feychting *et al.*, 2024). Lo studio, condotto su più di 250.000 soggetti, non ha evidenziato un'associazione dell'utilizzo a lungo termine o intenso del telefono cellulare con il rischio di tumori intracranici quali glioma, meningioma e neurinoma del nervo acustico suggerendo che l'utilizzo del telefono cellulare non è associato a un aumento del rischio di sviluppare questi tumori.

Nel 2024 è stata infine pubblicata una rassegna sistematica delle evidenze epidemiologiche relative alla cancerogenicità dei CEM-RF nei lavoratori e nella popolazione generale (Karipidis *et al.*, 2024). Per quanto riguarda l'utilizzo dei telefoni mobili e il rischio di tumori intracranici, la rassegna sistematica non ha evidenziato un effetto avverso dell'esposizione neanche per esposizioni di durata superiore ai 10 anni o all'aumentare del numero cumulativo di chiamate e delle ore cumulative di utilizzo del telefono mobile. Per quanto riguarda le esposizioni ai CEM-RF emessi da antenne fisse, le evidenze esaminate indicano che verosimilmente queste non aumentino il rischio di leucemia infantile e, con un grado minore di certezza, che non aumentino tumori del cervello pediatrici. Infine, le evidenze provenienti da studi occupazionali suggeriscono che le esposizioni a CEM-RF non aumentino il rischio di tumori del cervello nei lavoratori.

Anche per quanto riguarda il possibile nesso tra esposizioni a campi elettromagnetici a RF e patologie non tumorali, nonostante i numerosi studi effettuati, il peso delle evidenze scientifiche non depona a favore dell'esistenza di effetti a livelli "non termici" della radiazione elettromagnetica a radiofrequenza (SCHEER, 2023).

NORMATIVA NAZIONALE PER LA PROTEZIONE DELLA POPOLAZIONE DAI CEM-RF

IL D.M. 381/98

Il primo atto normativo nazionale finalizzato alla protezione della salute umana nei confronti delle esposizioni ai CEM-RF è stato l'emanazione da parte del Ministro dell'ambiente, d'intesa con il Ministro della sanità e il Ministro delle comunicazioni, del Decreto 10 settembre 1998, n. 381, "Regolamento recante norme per la determinazione dei tetti di radiofrequenza compatibili con la salute umana" (Italia, 1998). L'ambito di applicazione del D.M. 381/98 è limitato alla protezione della popolazione – con esclusione esplicita dei lavoratori esposti per ragioni professionali - dai campi elettromagnetici connessi al funzionamento ed all'esercizio dei sistemi fissi delle telecomunicazioni e radiotelevisivi, operanti nell'intervallo di frequenza 100 kHz - 300 GHz.

Il D.M. 381/98 prevede "limiti di esposizione" per la protezione della popolazione dagli effetti accertati dei CEM-RF, nonché "misure di cautela" nei confronti di possibili effetti a lungo termine consistenti in valori da non superare in corrispondenza di edifici adibiti a permanenze non inferiori a quattro ore.

I limiti di esposizione fissati dal D.M. 381/98, riconfermati dal successivo D.P.C.M. 8 luglio 2003, "Fissazione dei limiti di esposizione, dei valori di attenzione e degli obiettivi di qualità per la protezione della popolazione dalle esposizioni a campi elettrici, magnetici ed elettromagnetici generati a frequenze comprese tra 100 kHz e 300 GHz" (Italia, 2003), decreto applicativo della Legge 22 febbraio 2001, n.36, "Legge quadro sulla protezione dalle esposizioni a campi elettrici, magnetici ed elettromagnetici" (Italia, 2001), si discostano,

essendo generalmente inferiori (tranne nell'intervallo 2.1 – 3 MHz), dai livelli di riferimento stabiliti nelle già citate linee guida dell'ICNIRP del 1998 (e ripresi dalla Raccomandazione europea del 1999), pubblicate pochi mesi prima dell'emanazione del decreto stesso, nonostante siano finalizzati alla protezione della popolazione dagli stessi effetti termici che le linee guida ICNIRP intendono prevenire (Figure 1 e 2). Ciò in un'ottica cautelativa che ha caratterizzato la normativa italiana anche per quanto riguarda gli effetti accertati dei CEM-RF.

Figura 1 – Confronto tra differenti normative in termini di intensità di campo elettrico.

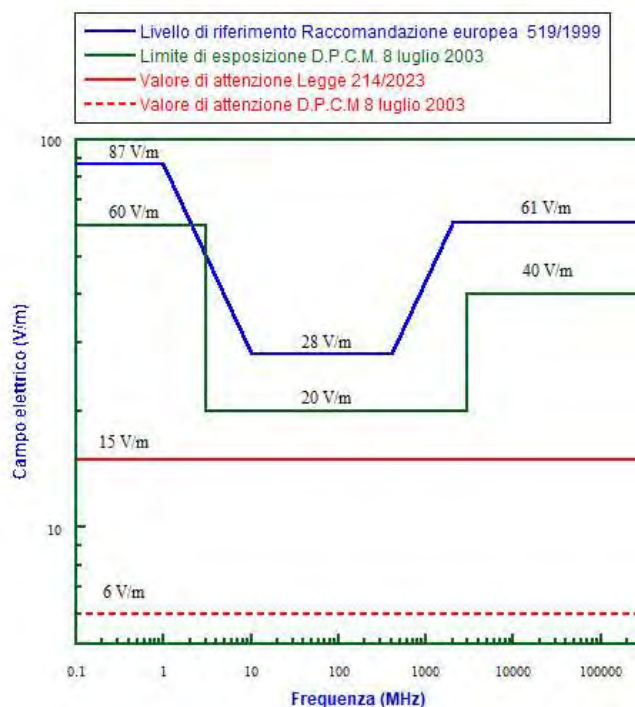
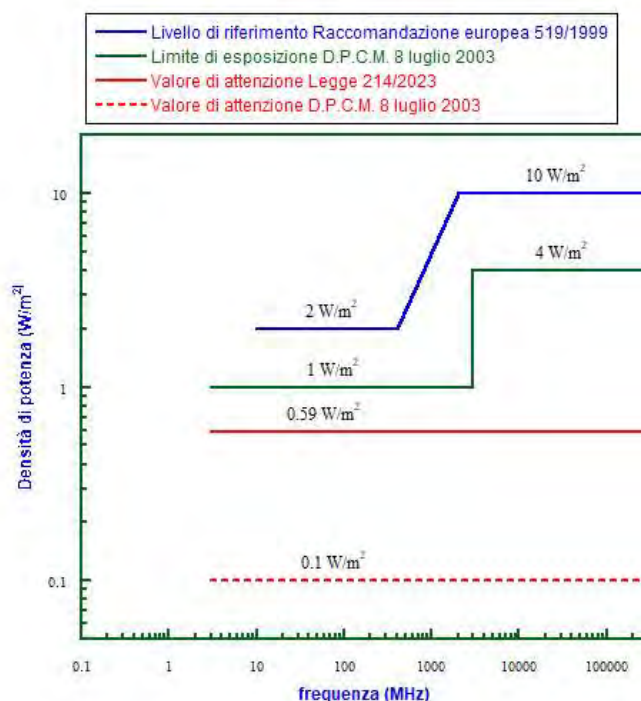


Figura 2 – Confronto tra differenti normative in termini di densità di potenza



Per quanto riguarda le misure di cautela, il D.M. 381/98 stabilisce che in corrispondenza di edifici adibiti a permanenze non inferiori a quattro ore non sia superato, in termini di intensità

di campo elettrico, il valore cautelativo di 6 V/m costante su tutto l'intervallo 100 kHz- 300 GHz, corrispondente a un valore di densità di potenza di 0.1 W/m², dieci volte inferiore al minimo valore del limite di esposizione fissato dallo stesso decreto pari a 1 W/m² tra 3 MHz e 3 GHz (Figura 2). Tale valore è esplicitamente finalizzato alla minimizzazione delle esposizioni del pubblico ai CEM-RF emessi dai sistemi fissi radiotelevisivi e per le telecomunicazioni compatibilmente con la qualità del servizio fornito da questi sistemi. Desti tuttavia qualche perplessità il fatto che tale valore costante in frequenza sia stato effettivamente ottenuto sulla base di considerazioni di fattibilità tecnica (quale la compatibilità con la qualità del servizio di cui si parla nel decreto stesso) che dovrebbero essere differenziate a seconda della sorgente. Più probabile è che si sia trattato di una semplice, ed arbitraria, operazione di divisione per dieci del limite di esposizione in termini di densità di potenza, come peraltro esplicitato in un documento esplicativo redatto dagli stessi Ministeri che hanno emanato il D.M. 381/98 (Ministero dell'Ambiente, 1999).

Si sottolinea comunque il fatto che il valore di 6 V/m (o 0.1 W/m²) non era stato ottenuto sulla base di dati scientifici relativi ai possibili effetti sulla salute a lungo termine dei CEM-RF.

IL D.P.C.M. 8 LUGLIO 2003

Il D.P.C.M. 8 luglio 2003, il cui ambito di applicazione è più esteso di quello del D.M. 381/98, stabilisce che per le sorgenti non riconducibili ai sistemi fissi delle telecomunicazioni e radiotelevisivi si applica l'insieme completo delle restrizioni stabilite nella Raccomandazione europea 1999/519/CE. Per tali sorgenti non sono stabiliti i valori di attenzione e gli obiettivi di qualità previsti dalla Legge quadro 36/2001 - senza distinzione in base alla tipologia di sorgente - rispettivamente come misure di cautela ai fini della protezione da possibili effetti a lungo termine e come valori finalizzati alla progressiva minimizzazione dell'esposizione ai campi. Tra queste sorgenti per cui non sono previste misure precauzionali vi sono i telefoni cellulari, nonostante il fatto che questi ultimi diano luogo ad esposizioni più significative di quelle dovute alle antenne fisse a causa della ridotta distanza tra antenna e corpo, in particolare per quanto riguarda l'esposizione localizzata della testa quando il telefono è utilizzato senza l'ausilio di auricolari o sistemi viva voce.

Per quanto riguarda invece i sistemi fissi delle telecomunicazioni e radiotelevisivi, il D.P.C.M. 8 luglio 2003 ha riconfermato i limiti di esposizione previsti dal D.M. 381/98 nonché il valore di 6 V/m indicando quest'ultimo come valore da non superare all'interno di edifici adibiti a permanenze non inferiori a quattro ore giornaliere e nelle loro pertinenze esterne fruibili come ambienti abitativi (valore di attenzione) e nelle aree intensamente frequentate (obiettivo di qualità).

IL DECRETO-LEGGE 179/2012

Dopo qualche anno, il valore di attenzione/obiettivo di qualità di 6 V/m è stato ritenuto non più compatibile con lo sviluppo delle reti di telefonia mobile e vi sono state quindi varie iniziative normative finalizzate ad ottenerne un aumento.

Nel 2012, con il Decreto-legge n. 179 recante "Ulteriori misure urgenti per la crescita del Paese", convertito in legge dalla Legge 17 dicembre 2012, n. 221 (Italia, 2012), è stato aumentato il tempo di media con cui valutare il rispetto del valore di attenzione/obiettivo di qualità dagli iniziali 6 minuti, previsti dal D.M. 381/98 e dal D.P.C.M. 8 luglio 2003, fino a 24 ore, rilassando così queste misure di cautela senza modificare il valore numerico dell'intensità di campo elettrico permessa. Utilizzando come tempo di media le 24 ore sono infatti permessi valori di campo elettrico più elevati di 6 V/m durante le ore di massima emissione delle antenne se questi vengono compensati da emissioni più basse in altri orari, per esempio durante le ore notturne.

LA LEGGE 214/2023

La modifica normativa avvenuta nel 2012 non è stata ritenuta sufficiente da alcuni operatori di telefonia mobile che hanno trovato difficoltà nell'ottenere l'autorizzazione all'installazione di antenne in siti dove erano già presenti antenne di altri operatori. Questi ultimi erano infatti stati autorizzati ad emettere potenze tali da "saturare" lo spazio elettromagnetico: il valore complessivo del campo elettrico calcolato in base alle potenze di emissione dichiarate dagli operatori era infatti già molto vicino ai 6 V/m e non era quindi possibile autorizzare l'installazione di nuove antenne da parte di altri operatori.

In realtà, le ARPA hanno riscontrato mediante misure sperimentali che i livelli di campo misurati erano spesso molto inferiori a quelli previsionali, per cui le potenze effettive di emissione erano inferiori a quelle autorizzate. Una possibile soluzione del problema della saturazione dello spazio elettromagnetico avrebbe potuto essere cercata, previa misura sperimentale dei livelli di campo, nella verifica delle reali potenze di esercizio delle antenne già installate senza dover aumentare il valore di attenzione/obiettivo di qualità con le prevedibili conseguenze sulle preoccupazioni della popolazione. Tali preoccupazioni, recentemente rivolte in particolare all'introduzione della tecnologia 5G, erano state finora in qualche misura controllate anche grazie alla garanzia che il valore di attenzione/obiettivo di qualità previsto dalla normativa italiana, molto più restrittivo dei livelli di riferimento fissati a livello internazionale, sarebbe comunque stato rispettato in quanto l'introduzione della tecnologia 5G non avrebbe comportato aumenti dei livelli di esposizione.

È stata invece seguita la strada dell'aumento del valore di attenzione/obiettivo di qualità con l'emanazione della Legge 30 dicembre 2023, n. 214, "Legge annuale per il mercato e la concorrenza 2022" (Italia, 2023) di cui si riportano le disposizioni più rilevanti in questa sede contenute nell'art. 10 "Adeguamento dei limiti dei campi elettromagnetici".

Il comma 1 dell'art. 10 della Legge 214/2023 prevede che "Al fine di potenziare la rete mobile e garantire a utenti e imprese l'offerta di servizi di connettività di elevata qualità, senza pregiudizio per la salute pubblica, entro centoventi giorni dalla data di entrata in vigore della presente legge, i limiti di esposizione, i valori di attenzione e gli obiettivi di qualità di cui all'articolo 4, comma 2, della legge 22 febbraio 2001, n. 36, sono adeguati, secondo il procedimento ivi previsto, alla luce delle più recenti e accreditate evidenze scientifiche, nel rispetto delle regole, delle raccomandazioni e delle linee guida dell'Unione europea. Si applica il comma 3 dell'articolo 4 della legge 22 febbraio 2001, n. 36."

Il comma 2 dello stesso art. 10 prevede inoltre che "Scaduto il termine di cui al comma 1, in assenza di specifiche previsioni regolamentari di adeguamento e sino a quando le stesse non sono definitivamente adottate, i valori di attenzione e gli obiettivi di qualità di cui alle tabelle 2 e 3 dell'allegato B al decreto del Presidente del Consiglio dei ministri 8 luglio 2003, pubblicato nella Gazzetta Ufficiale n. 199 del 28 agosto 2003, sono in via provvisoria e cautelativa fissati a un valore pari a 15 V/m, per quanto attiene all'intensità di campo elettrico E, a un valore pari a 0,039 A/m, per quanto attiene all'intensità di campo magnetico H, e a un valore pari a 0,59 W/m², per quanto attiene alla densità di potenza D."

L'adeguamento dei limiti di esposizione, valori di attenzione e obiettivi di qualità previsto dal comma 1 dell'art. 10 non è ancora avvenuto, ed essendo trascorsi i 120 giorni previsti è stato applicato provvisoriamente quanto disposto dal successivo comma 2 in relazione ai valori di attenzione e obiettivi di qualità fissati dal D.P.C.M. 8 luglio 2003, aumentandone i valori numerici da 6 V/m a 15 V/m in termini di intensità di campo elettrico. Il valore di 15 V/m corrisponde, in condizioni di onda piana, ad un'intensità di campo magnetico pari a 0,0398 A/m, arrotondabile a 0,04 A/m secondo le usuali regole di arrotondamento, e a una densità di potenza pari a 0,597 W/m², arrotondabile a 0,6 W/m². Appare singolare la scelta di arrotondare questi valori per troncamento ottenendo numeri leggermente più complicati.

In merito ai nuovi valori numerici fissati provvisoriamente per i valori di attenzione/obiettivo di qualità, si sottolinea che allo stato delle conoscenze scientifiche qualunque scelta di tali valori non può essere basata su considerazioni sanitarie associate alla tutela della salute umana dagli eventuali effetti sanitari a lungo termine dei CEM-RF, ma solo su considerazioni tecniche ed economiche finalizzate a determinare il minimo valore di campo elettrico compatibile con lo sviluppo delle reti mobili. Non è tuttavia chiaro perché una modifica del valore di attenzione/obiettivo di qualità finalizzata al potenziamento della rete mobile debba interessare tutto

l'intervallo di frequenza 100 kHz- 300 GHz e non solo le frequenze utilizzate per la telefonia mobile.

CONCLUSIONI

La normativa nazionale per la protezione della popolazione dai CEM-RF, ispirata al principio di precauzione, è una delle più restrittive nel panorama internazionale, limitatamente alle emissioni delle antenne fisse radiotelevisive e per le telecomunicazioni, fin dall'emanazione del primo decreto in materia che nel 1998 ha fissato misure di cautela nei confronti degli effetti a lungo termine consistenti in un valore di 6 V/m, in termini di intensità del campo elettrico, da rispettare nei luoghi dove sono prevedibili permanenze prolungate.

Tale valore non è stato determinato sulla base delle conoscenze scientifiche relative agli effetti sanitari dei CEM-RF ma sulla base di considerazioni tecniche ed economiche relative ad una minimizzazione delle esposizioni della popolazione che fosse compatibile con la qualità del servizio. Successivamente, il valore di 6 V/m fissato nel 1998, indicato nel 2003 come valore di attenzione/obiettivo di qualità, si è rivelato, a detta di operatori del settore delle telecomunicazioni, non più adeguato a garantire lo sviluppo delle reti di telefonia mobile. Vi sono quindi state varie proposte legislative che si sono concretizzate in un primo momento nel 2012, quando le misure di cautela sono state rese meno restrittive agendo solo sul tempo di media con cui verificare il rispetto del valore di attenzione/obiettivo di qualità, e più recentemente nel 2023 quando è stata disposta l'applicazione "provvisoria" (a partire dalla fine di aprile 2024) di un nuovo valore numerico del valore di attenzione/obiettivo di qualità fissato a 15 V/m.

Va comunque sottolineato, considerando i prevedibili effetti sulle preoccupazioni del pubblico, che questo recente sviluppo normativo non ha modificato l'impianto precauzionale della normativa nazionale di protezione della popolazione dalle esposizioni ai CEM-RF che, al di là del valore numerico del valore di attenzione/obiettivo di qualità recentemente modificato, resta comunque più restrittiva rispetto alle normative internazionali di protezione finalizzate alla tutela della salute dai soli effetti accertati dei CEM-RF (Figure 1 e 2).

Bibliografia

Castaño-Vinyals, Sadetzki S, Vermeulen R, Momoli F, Kundi M, Merletti F et al. *Wireless phone use in childhood and adolescence and neuroepithelial brain tumours: Results from the international MOBI-Kids study*. Environ Int. 2022;160:107069. doi: 10.1016/j.envint.2021.107069.

Feychting M, Schüz J, Toledano MB, Vermeulen R, Auvinen A, Harbo Poulsen A, Deltour I, Smith RB, Heller J, Kromhout H, Huss A, Johansen C, Tettamanti G, Elliott P. *Mobile phone use and brain tumour risk - COSMOS, a prospective cohort study*. Environ Int. 2024;185:108552. doi: 10.1016/j.envint.2024.108552.

IARC (International Agency for Research on Cancer). *Non-ionizing radiation, Part 2: Radiofrequency Electromagnetic Fields*. IARC Monographs on the Evaluation of Carcinogenic Risks to Humans, No. 102. Lyon: IARC; 2013.

IARC (International Agency for Research on Cancer). *IARC Monographs on the Identification of Carcinogenic Hazards to Humans. Questions and Answers*. 2019. <https://monographs.iarc.who.int/wp-content/uploads/2018/07/IARCMonographs-QA.pdf>

ICNIRP (International Commission on Non-Ionizing Radiation Protection). *Guidelines for limiting exposure to electromagnetic fields (100 kHz to 300 GHz)*. Health Phys 2020;118(5):483-524; doi: 10.1097/HP.0000000000001210.

ICNIRP (International Commission on Non-Ionizing Radiation Protection). *Guidelines for limiting exposure to time-varying electric, magnetic, and electromagnetic fields (up to 300 GHz)*. Health Phys 1998;74(4):494-522.

Italia. Decreto 10 settembre 1998, n. 381. *Regolamento recante norme per la determinazione dei tetti di radiofrequenza compatibili con la salute umana*. Gazzetta Ufficiale – Serie Generale n. 257, 3 novembre 1998.

Italia. Decreto del Presidente del Consiglio dei ministri dell'8 luglio 2003. *Fissazione dei limiti di esposizione, dei valori di attenzione e degli obiettivi di qualità per la protezione della popolazione dalle esposizioni a campi elettrici, magnetici ed elettromagnetici generati a frequenze comprese tra 100 kHz e 300 GHz*. Gazzetta Ufficiale – Serie Generale n. 199, 28 agosto 2003.

Italia. Legge 17 dicembre 2012, n. 221. *Conversione in legge, con modificazioni, del decreto-legge 18 ottobre 2012, n. 179, recante ulteriori misure urgenti per la crescita del Paese*. Gazzetta Ufficiale – Serie Generale n. 294, 18 dicembre 2012 - Suppl. Ordinario n. 208.

Italia. Legge 22 febbraio 2001, n.36. *Legge quadro sulla protezione dalle esposizioni a campi elettrici, magnetici ed elettromagnetici*. Gazzetta Ufficiale - Serie Generale n. 55, 7 marzo 2001.

Italia. Legge 30 dicembre 2023, n. 214. *Legge annuale per il mercato e la concorrenza 2022*. Gazzetta Ufficiale - Serie Generale n. 303, 30 dicembre 2023.

Karipidis K, Baaken D, Loney T, Blettner M, Brzozek C, Elwood M, Narh C, Orsini N, Rösli M, Paulo MS, Lagorio S. *The effect of exposure to radiofrequency fields on cancer risk in the general and working population: A systematic review of human observational studies - Part I: Most researched outcomes*. Environ Int. 2024;191:108983. doi: 10.1016/j.envint.2024.108983.

Lagorio S, Anglesio L, d'Amore G, Marino C, Scarfi MR. *Radiazioni a radiofrequenze e tumori: sintesi delle evidenze scientifiche*. Roma: Istituto Superiore di Sanità; 2019. (Rapporti ISTISAN 19/11).

Ministero dell'Ambiente, Ministero delle Comunicazioni, Ministero della Sanità. *Linee Guida Applicative del DM 381/98*. Roma: ANPA, 1999.

SCHEER (Scientific Committee on Health, Environmental and Emerging Risks), *Preliminary Opinion on the need of a revision of the annexes in Council Recommendation 1999/519/EC and Directive 2013/35/EU, in view of the latest scientific evidence available with regard to radiofrequency (100 kHz – 300 GHz)*, adopted by written procedure on 18 April 2023.

Unione Europea. *Direttiva 2013/35/UE del Parlamento europeo e del Consiglio del 26 giugno 2013 sulle disposizioni minime di sicurezza e di salute relative all'esposizione dei lavoratori ai rischi derivanti dagli agenti fisici (campi elettromagnetici) (ventesima direttiva particolare ai sensi dell'articolo 16, paragrafo 1, della direttiva 89/391/CEE) e che abroga la direttiva 2004/40/CE*. Gazzetta ufficiale dell'Unione europea, L179/1-21, 29/6/2013.

Unione Europea. *Raccomandazione del Consiglio del 12 luglio 1999 relativa alla limitazione dell'esposizione della popolazione ai campi elettromagnetici da 0 Hz a 300 GHz (1999/519/CE)*. Gazzetta ufficiale delle Comunità europee L 199/59 del 30.7.1999.

Misure in campo di segnali 5G in banda millimetrica anche in propagazione NLoS: risultati preliminari

Sara Adda¹, Valeria Bottura², Stefano D'Elia³, Nicola Pasquino⁴, Riccardo Suman³, Mattia Vaccarone¹

¹Agenzia Regionale Protezione Ambiente Piemonte (ARPA Piemonte), Ivrea (TO)

²Agenzia Regionale Protezione Ambiente Valle d'Aosta (ARPA Valle d'Aosta), Saint-Christophe (AO)

³Vodafone Networks, Mobile Access Engineering, Ivrea (TO)

⁴DIETI – Università degli Studi di Napoli Federico II, Napoli;

v.bottura@arpa.vda.it

Riassunto

Nonostante gli impianti 5G che operano nella banda delle onde millimetriche non siano ancora molto diffusi in Italia, è essenziale prestare attenzione alla misurazione dell'esposizione ai campi elettromagnetici generati da questi sistemi, in particolar modo nei casi di propagazione Non in Linea di Vista (NLoS). Lo studio presentato è il primo ad affrontare le sfide legate a tale tipologia di misurazioni, proponendo una metodologia efficace per ottenere risultati affidabili.

Il sito selezionato per le misure si trova nel comune di Ivrea e ospita un impianto 5G a 27.4 GHz di proprietà di Vodafone. Sono stati individuati quattro punti di misura con caratteristiche di visibilità diverse rispetto al punto di emissione, comprendendo sia scenari in piena linea di vista che in totale non linea di vista. Sono stati eseguiti test con l'analizzatore di spettro collegato sia ad un'antenna omnidirezionale sia ad una direttiva per valutare la differenza nei livelli di potenza tra i punti di misurazione LoS e NLoS e capire le diverse problematiche nell'utilizzare l'una rispetto all'altra. Le misurazioni sono state eseguite in modalità Zero Span, che consente di acquisire informazioni su alcune importanti caratteristiche del segnale. Sono stati eseguiti 4 diversi tipi di test in cui il dispositivo utente (UE) veniva impostato in modo da poter valutare sia il segnale di broadcast (SSB) sia il segnale di traffico, quest'ultimo con diverse procedure. Infine, per semplificare la configurazione della misurazione, che richiede di forzare il traffico per assegnare tutte le risorse del sistema a un singolo utente, è stata valutata con successo l'uso di una app per test di velocità (speed test) in alternativa al software iPerf.

INTRODUZIONE

Nel 2022, la Commissione Elettrotecnica Internazionale (IEC) ha pubblicato una nuova edizione dello standard IEC 62232 [1] per la misurazione dell'intensità dei campi elettromagnetici a radiofrequenza in prossimità delle stazioni radiobase, introducendo per la prima volta procedure specifiche per i sistemi 5G New Radio. Questo aggiornamento affronta le sfide poste dalle antenne Massive Multiple-Input Multiple-Output (MaMIMO) utilizzate nel 5G, che richiedono una valutazione precisa a causa delle loro caratteristiche stocastiche e della capacità di beamforming.

Il metodo tradizionale di misurazione, basato su segnali stabili e sull'estrapolazione della potenza, non è applicabile ai sistemi MaMIMO, che usano fasci con direttività e guadagno diversi per i segnali di traffico e i segnali di controllo. Lo standard IEC 62232 prevede una valutazione in due fasi: inizialmente si utilizza la tecnica dell'Estrapolazione a Massima Potenza (MPE) per determinare un limite superiore dell'intensità del campo; successivamente, poiché l'MPE rappresenta un limite teorico non realistico, esso viene corretto con un fattore specifico per ottenere una stima più precisa.

Il valore MPE può essere ottenuto con una misura spettrale in modalità Zero Span (ZS), che stima la potenza incidente in un punto mediante la misura su una porzione della banda del segnale, tipicamente la banda di risoluzione dello strumento (RBW), quando tutte le risorse sono occupate. Su questa attività si concentra questo lavoro.

Le specifiche tecniche 3GPP [2,3] definiscono due gamme di bande di frequenza (FR) dove utilizzare i segnali 5G:

- FR1: da 450 MHz a 7125 MHz, spesso indicata come sub-6 GHz;
- FR2: da 24,25 GHz a 52,6 GHz, comunemente nota come banda delle onde millimetriche (mm-wave).

All'inizio, le reti 5G sono state implementate principalmente con stazioni radiobase (BS) che operavano nella banda FR1, poiché questa banda era già ampiamente disponibile e offriva una copertura migliore rispetto alla banda delle onde millimetriche (mm-wave). La letteratura scientifica ha proposto numerose soluzioni pratiche [4,5] – [6] per valutare con precisione il livello massimo del campo nei punti di misurazione dei sistemi 5G nella banda FR1. Al contrario, l'adozione della banda FR2 è stata lenta a causa della complessità della tecnologia delle onde mm-wave e della limitata diffusione di dispositivi mobili compatibili con questa banda.

Le sfide per la misurazione della potenza incidente nella banda FR2 includono una larghezza di banda molto più ampia, una diversa struttura della trama, raggi fortemente direttivi e problemi di propagazione multipath.

Il presente studio propone una serie di soluzioni per affrontare queste sfide, mettendo in evidenza come le diverse configurazioni di misurazione possano influenzare i risultati. In particolare, si esplora l'uso di antenne direttive e omnidirezionali in contesti di visibilità variabile del sito per identificare le soluzioni più adatte.

SETUP E METODOLOGIA DELLE MISURE

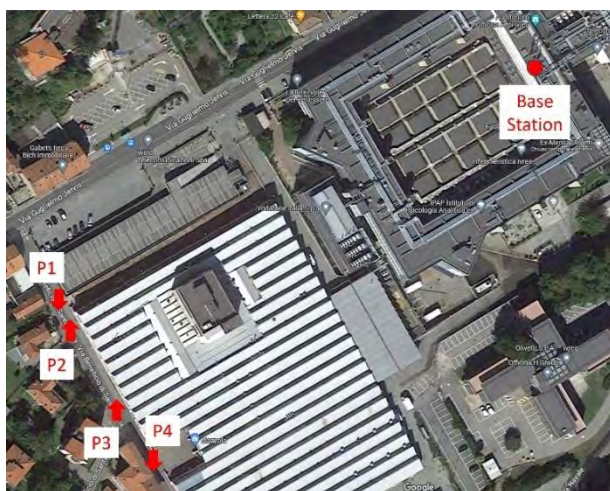
A) Punti di misura

Il sito selezionato per le misure si trova nel comune di Ivrea e ospita un impianto 5G a 27.4 GHz di proprietà di Vodafone.

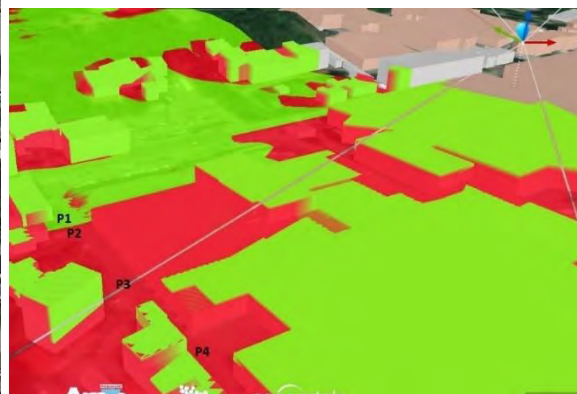
Per valutare l'influenza delle diverse configurazioni di misura sul valore rilevato dall'antenna ricevente, sono state scelte quattro posizioni (da P1 a P4 in fig. 1a) in un'area a basso traffico veicolare. Questa scelta è stata fatta per ridurre le variazioni incontrollate nella propagazione e garantire la ripetibilità delle misurazioni. I punti, situati a circa 240 m dalla stazione radiobase, rappresentano condizioni LoS, semi-LoS e NLoS, con particolare attenzione alle caratteristiche NLoS per evidenziare gli effetti di scattering.

La visibilità relativa tra la BS e i punti di misura è mostrata in figura (fig. 1b), dove i punti colorati in verde (rosso) sono in condizione LoS (NLoS): mentre P1 è in LoS (fig. 2a) e P3 è in NLoS, P2 si trova al confine tra le due condizioni (semi-LoS), mentre P4, pur essendo in condizione NLoS, può essere raggiunto con una certa quantità di potenza grazie ad un'ampia area aperta davanti al sistema di misura, dove possono verificarsi riflessioni e diffrazioni.

Figura 1 – Sito di misura e relativa visibilità: i pixel verdi (rossi) indicano i punti nella propagazione LoS (NLoS).



a) Vista satellitare del sito di misura



b) Visibilità tra BS e punti di misura

Figura 2 – Punto di misura P1 e vista della stazione radiobase (SB)



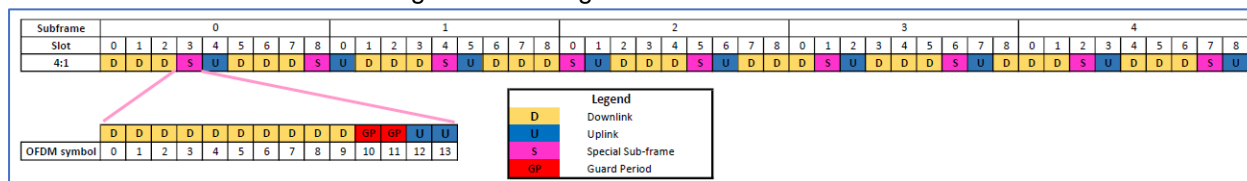
B) Segnale trasmesso

Le principali caratteristiche del segnale trasmesso dalla BS sono riportate nella (tab. 1). Il gNodeB (gNB) 5G NR è configurato con 32 fasci SSB trasmessi con spaziatura (SCS) di 240 kHz (occupando quindi 8 slot SSB). Il canale del traffico viene trasmesso con SCS di 120 kHz. Il gNB utilizza la tecnica di beamforming Grid-of-Beams basata sugli SSB, impiegando gli stessi fasci statici sia per il traffico che per la trasmissione dell'SSB. Poiché i pesi dei fasci sono fissi, predefiniti e memorizzati nel gNB, la direttività e il guadagno sono identici per i raggi utilizzati per il traffico e per i controlli. Per completezza, in (fig. 3), è riportata la configurazione della trama.

Tabella 1 – Configurazione della stazione radiobase (BS)

Parametri	Valori
Center frequency f_c	27.400 GHz
Bandwidth B	200 MHz
Duplexing	Time-Domain Duplex (TDD)
Downlink/Uplink sequence	D-D-D-S-U
Special slot	10:2:2
FTDC	0.742
SSB Sub-carrier spacing Δf	240 kHz ($\mu = 4$)
Traffic Sub-carrier spacing Δf	120 kHz ($\mu = 3$)
SSB allocation [2, §4]	Case E
SSB slots	8
SSB per slot	4
SSB periodicity	20 ms
Downlink traffic	full frame
MIMO configuration	Grid of Beams

Figura 3 – Configurazione della trama



C) Apparecchiatura utente

Per impostare il collegamento con la BS e forzare il flusso di dati di downlink è stato utilizzato un telefonino - User Equipment (UE) - in banda FR2 e dotato di una funzionalità che permette di monitorare i Resource Block (RB) trasmessi, al fine di verificare che la trama fosse piena durante l'acquisizione della traccia.

Per massimizzare la potenza incidente in un sistema con beamforming, il fascio deve essere sempre diretto verso il punto di misurazione. Per farlo, è necessario utilizzare un trasferimento UDP (User Datagram Protocol) in downlink, assegnando tutte le risorse di comunicazione a un singolo utente. L'IEC, nell'attuale standard 62232 [1], suggerisce che venga utilizzato il software iPerf [7]. Tuttavia, questa metodologia risulta piuttosto complessa perché richiede la creazione di un'infrastruttura dedicata, dove un server possa inviare un elevato numero di pacchetti UDP per saturare la rete. Inoltre, dal punto di vista dell'operatore mobile, questa pratica può essere vista come un attacco Denial of Service (DoS), in cui un grande volume di pacchetti UDP viene indirizzato a un server specifico con l'obiettivo di sovraccaricarne la capacità di gestione e risposta alle richieste.

Per semplificare la procedura di misurazione e renderla facilmente applicabile in generale, è stata utilizzata anche l'applicazione Ookla Speedtest [8] per generare un canale di traffico che impegna tutte le risorse radio. L'app è una delle tante per la valutazione delle prestazioni della rete disponibili nello store del dispositivo allo scopo di assegnare tutte le risorse del sistema di comunicazione ad un singolo utente per misurare il picco di velocità della rete, che è appunto quanto richiesto dalla norma IEC 62232 [1].

D) Catena di misura

Le misurazioni sono state eseguite con un analizzatore di spettro Keysight N9960B VSA, che poteva essere collegato o ad un'antenna omnidirezionale o ad una direttiva (fig. 4):

Figura 4 – Antenne di misura e analizzatore di spettro vettoriale



- Antenna Steatite Q-Par, polarizzata linearmente, omnidirezionale, operante nella banda di frequenza da 26 GHz a 40 GHz;
- Antenna Horn Schwarzbeck, modello BBA9120L, funzionante nella banda di frequenza da 3 GHz a 40 GHz.

L'analizzatore è stato configurato in modalità ZS alla frequenza centrale degli SSB, e sono state acquisite tracce in Average (AVG), MaxHold (MH), Clear-Write (CW):

- la traccia AVG è ottenuta facendo la media di $n = 10$ tracce,
- la traccia MH mostra il massimo livello che il segnale raggiunge nelle n tracce
- la traccia CW rappresenta l'ultima delle n tracce.

Per ogni acquisizione sono state registrate tre tracce per verificare che il frame fosse completamente occupato durante l'acquisizione: se le tracce, in particolare quelle AVG e MH, risultano simili tra loro, si può supporre che la potenza sia rimasta al livello massimo per un periodo compatibile con l'acquisizione. Secondo la norma IEC 62232 [1], la traccia da utilizzare per la procedura MPE descritta in precedenza è quella AVG; la differenza tra AVG e MH dipende dalla distribuzione della potenza dei Resource Element (RE) assegnati al traffico [4].

Inoltre, poiché il numero di RB trasmessi e la potenza incidente nella trasmissione uplink e downlink possono variare anche quando si utilizza lo stesso server, sono state acquisite tre ripetizioni in ciascuna modalità di acquisizione per ciascun test per stimare la variabilità dovuta alla propagazione e al riempimento del frame.

L'RBW è stato fissato a 3 MHz, che è inferiore alla larghezza di banda utilizzata dai sistemi 5G nella banda FR2, come specificato dalla tecnica MPE in [1]. La modalità operativa dell'UE descritta in precedenza e la progettazione dei test assicurano che l'intero canale sia saturo, con tutte le risorse radio impegnate durante l'acquisizione, garantendo così che la densità di potenza all'interno della RBW sia equivalente a quella dell'intero canale. Pertanto, la RBW può essere vista come una larghezza di banda di riferimento in cui è possibile indagare i punti critici delle misurazioni di potenza.

E) Descrizione dei test

Durante la campagna di misura sono stati eseguiti test progettati per acquisire quante più informazioni possibili sia sui canali di controllo nell'SSB che sul canale di traffico.

1. Test "**Idle**": L'UE è in modalità inattiva, ovvero non ci sono dati di traffico scambiati con la BS e quindi è possibile misurare solo la potenza degli SSB. Questo test può essere utilizzato per indagare la numerologia μ del segnale 5G [5] e ottenere informazioni sulla configurazione degli SSB, qualora fosse sconosciuta all'inizio dell'esperimento, o convalidare le informazioni fornite dall'operatore (o produttore) del gNB.
2. Test "**traffico**": l'UE è configurato per forzare la trasmissione in downlink ad alta velocità utilizzando il software iPerf [7].
3. Test "**Download (DL) speed**": l'UE viene gestito tramite applicazioni specifiche, come la "Ookla speed test" [8], che si occupa di attivare il collegamento con la BS e di indirizzare il fascio verso la UE.
4. Test "**Upload (UL) speed**": la stessa applicazione utilizzata per il test "Download (DL) speed" viene utilizzata per forzare il traffico nella tratta uplink.

RISULTATI SPERIMENTALI

A) Analisi della trama

Le misurazioni in ZS possono essere utilizzate per verificare le informazioni sulla struttura della trama, sia per gli SSB che per gli slot di traffico. Conoscendo la spaziatura delle sottoportanti degli SSB e del traffico, il tempo di scansione e il numero di punti sullo schermo sono stati ottimizzati per garantire che il tempo di analisi di ciascun pixel sullo schermo fosse sincronizzato con la durata del simbolo (tab. 2). Questo approccio permette di ottenere informazioni dettagliate sull'evoluzione temporale della trama.

La (fig. 5A) mostra 2 ms di una traccia MH acquisita in P1 con l'antenna direttiva per beneficiare dell'elevato guadagno e aumentare la potenza misurata. Poiché non c'è traffico tra la UE e la BS, la potenza ricevuta si riferisce solo agli SSB. La figura mostra un cluster di blocchi SSB. Se ingrandiamo uno dei blocchi (fig. 5B), vediamo che esso è composto da quattro diversi livelli di potenza, ciascuno dei quali rappresenta un SSB associato a un diverso raggio della griglia. Dei 32 SSB generati dal sistema, possiamo vederne solo 16 perché i restanti 16 non sono diretti verso l'antenna di misura. Ciascun SSB (vedere il segmento azzurro orizzontale in (fig. 5B) ha una durata di circa 19 μ s, vicino ai 16,8 μ s attesi per un sistema SCS a 240 kHz.

In (fig. 6) è mostrato uno zoom di 1 ms di una traccia AVG registrata in P1 durante il test del traffico. La traccia mostra chiaramente la sequenza degli slot D-D-D-S-U (fig. 3), e nello specifico si nota chiaramente la presenza di uno slot speciale composto da soli dieci simboli.

La durata di ciascun slot "D" è compresa tra 112 e 119 μ s, vicino ai 116,6 μ s previsti per un sistema SCS a 120 kHz.

Le misurazioni ZS possono essere utilizzate anche per studiare le differenze tra i segnali di controllo (fig. 5) e il traffico (fig. 6). Nel caso in questione, i livelli di potenza degli SSB e degli slot di traffico sono comparabili perché la differenza di circa 1 dB è inferiore all'incertezza di misura stimata. Ciò significa che i canali di controllo e di traffico vengono trasmessi sugli stessi raggi.

Questa analisi mostra che le misurazioni scalari possono essere efficaci nel validare la configurazione fornita dall'operatore/produttore riportata nella (tab. 1).

Figura 5. Misure degli SSB nel punto P1 con antenna direttiva

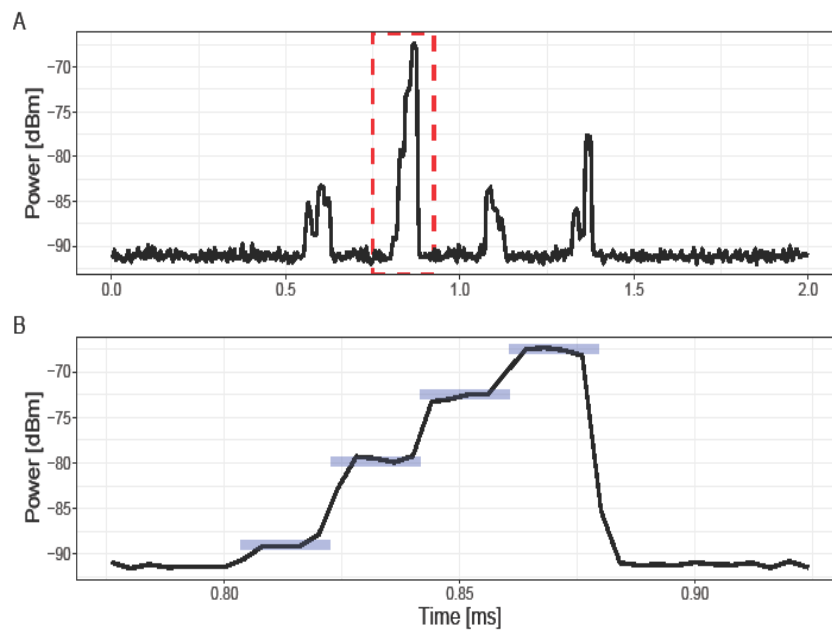
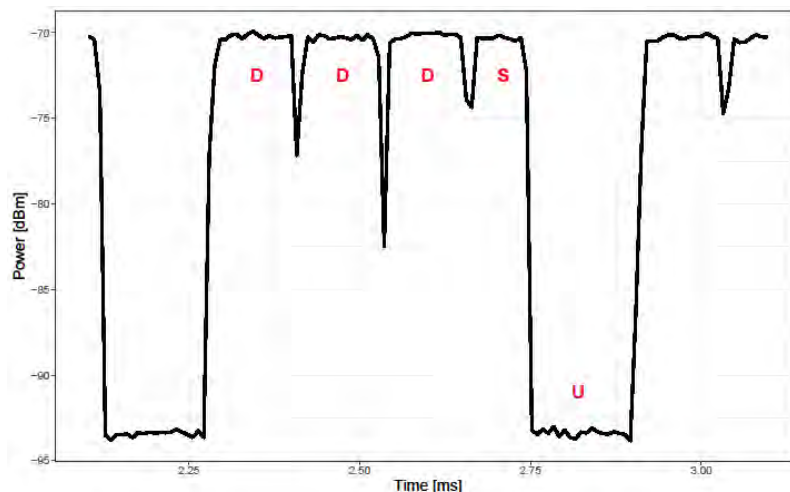


Figura 6. Rilevamento dello "Special Slot"



B) Tracce in Zero Span

La (fig. 7) mostra tracce in ZS della potenza misurata con l'antenna omnidirezionale in ciascun punto di misurazione con le tre modalità di traccia (CW, AVG e MH), per ciascun test.

Figura 7. Tracce in ZS con antenna omnidirezionale per ogni tipo di traccia in ogni punto di misura



1) *Traffico*: In P1, quando il traffico downlink viene forzato come descritto in precedenza, si osserva che la porzione downlink del frame è piena e i RE vengono trasmessi a potenza costante, con un livello quasi identico in tutte e tre le modalità di acquisizione. Esiste anche traffico uplink generato dall'UE che viene catturato dall'antenna ricevente, principalmente con la modalità di traccia AVG e MH. La potenza misurata dei RE di uplink dipende dalla distanza tra la UE e l'antenna ricevente.

Passando da una propagazione LoS completa (P1) ad una condizione quasi NLoS (P2), la potenza del traffico downlink diminuisce perché una porzione rilevante viene attenuata dall'edificio che blocca parzialmente la propagazione tra BS e UE. In questo scenario, la potenza di uplink diventa dominante rispetto al collegamento downlink.

In P3 non è stato possibile effettuare misurazioni poiché non è stato possibile stabilire la connessione downlink a causa delle forti condizioni NLoS.

In P4 (NLoS con riflessioni e diffrazione), il livello di potenza del canale downlink è simile a quello misurato in P2.

2) *Download (DL) speed*: I risultati del test Download (DL) speed sono simili a quelli ottenuti nel test del traffico, l'unica differenza è che è stata ricevuta una certa potenza anche in P3, sebbene sia relativa al canale di uplink, mentre per il canale di downlink c'è solo il rumore di fondo come previsto.

C) Discussione sui risultati

I livelli medi di traffico per i test "traffico" e "DL speed" in ciascun punto di misurazione e per tutte le modalità di tracciamento quando viene utilizzata l'antenna omnidirezionale sono riepilogati nella (fig. 8) e nella (tab. 2) dove il valore medio delle tre ripetizioni per ciascun test viene riportato insieme alla deviazione standard associata.

Figura 8. Modalità Average della potenza all'ingresso dello strumento con antenna omnidirezionale per test di "traffico" e "DL speed".

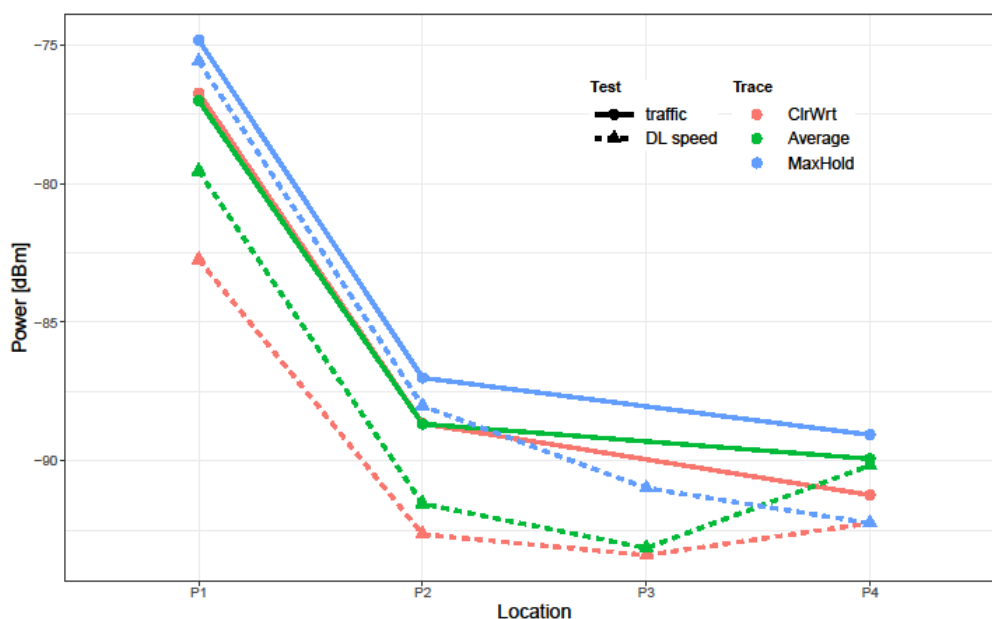


Tabella 2 – Livelli di traffico con antenna omnidirezionale

Location	Test	Trace	\bar{x} (dBm)	s (dB)
P_1	traffico	CW	-76.74	0.09
		AVG	-77.02	0.55
		MH	-74.82	0.19
	DL speed	CW	-82.74	9.41
		AVG	-79.55	3.22
		MH	-75.59	0.24
P_2	traffico	CW	-88.66	0.48
		AVG	-88.67	0.33
		MH	-87.00	0.35
	DL speed	CW	-92.65	1.68
		AVG	-91.55	1.39
		MH	-88.02	0.66
P_3	DL speed	CW	-93.40	0.01
		AVG	-93.14	0.35
		MH	-90.98	0.16
P_4	traffico	CW	-91.23	2.10
		AVG	-89.93	1.02
		MH	-89.06	0.34
	DL speed	CW	-92.25	2.10
		AVG	-90.16	0.48
		MH	-92.25	2.10

Sebbene l'incertezza della misurazione della potenza per la catena di misura utilizzata sia di circa 1 dB, i valori nelle (tab. 2) e (tab. 3) sono espressi a un centesimo di dB perché la più piccola deviazione standard è di quell'ordine di grandezza e dimostra la buona ripetibilità ottenibile in condizioni specifiche.

La traccia MH nel test "traffico" restituisce sempre la potenza più alta, mentre la traccia CW nel test "DL speed" restituisce sempre la potenza più bassa.

La traccia AVG, nel test "DL speed", si avvicina alla traccia AVG del test "traffico".

Più in generale si può osservare che i test "traffico" e "DL speed" differiscono di circa 2 dB, con livelli più elevati associati ai primi. Poiché la differenza è leggermente superiore all'incertezza totale data dai contributi strumentali e di ripetibilità, il test "DL speed" può essere considerato un metodo affidabile per stimare l'esposizione massima, anche se i risultati sono influenzati da una minore ripetibilità.

Questo metodo, a differenza del download UDP con l'applicazione iPerf, non richiede un server dedicato per generare dati per il downlink ed è quindi più semplice da applicare durante campagne di misurazione estese.

D) Confronto tra misure con antenna omnidirezionale e antenna direttiva

Sono stati eseguiti test di “traffico” con l’analizzatore collegato sia all’antenna direttiva che a quella omnidirezionale per valutare la differenza nei livelli di potenza tra i punti di misurazione LoS e NLoS. Durante le prove con l’antenna direttiva, essa è stata puntata verso la BS o lungo la direzione che la collega alla BS quando quest’ultima non era visibile, come in P4. In P4 le misurazioni sono state effettuate anche con l’antenna puntata nella direzione da cui si riceveva la massima potenza. I risultati sono riportati nella (tab. 3) per la traccia AVG.

Tabella 3 – Confronto tra livelli di campo in dBm

Point	Antenna		
	Omnidirectional	Directional Base Station	Max Power
P1	-77.02	-69.78	N/A
P2	-88.67	-87.35	N/A
P4	-89.93	-92.83	-82.69

I punti di misurazione P1 e P2 sono rispettivamente in propagazione LoS e semi-LoS, pertanto, il puntamento della “Stazione Base” e della “Potenza Massima” coincidono. Di conseguenza, è stata effettuata una sola misurazione, indicata nella colonna “Stazione Base”.

Quando siamo in propagazione LoS, come in P1, la potenza misurata con l’antenna direttiva è maggiore a causa del guadagno più elevato (i fattori di antenna delle due antenne differiscono di circa 9 dB, quindi i valori del campo elettrico sono compatibili entro l’incertezza). In P2, dove la potenza irradiata è parzialmente bloccata dall’edificio ma ne viene anche diffratta, le due misurazioni differiscono perché la diffrazione del fascio sul bordo dell’edificio fa sì che la radiazione colpisca l’antenna da direzioni diverse, e l’antenna direttiva, nonostante il maggior guadagno nella direzione verso la BS, non acquisisce i contributi di potenza che arrivano da altre direzioni. In P4, puntando l’antenna direttiva nella direzione della massima radiazione si ottiene una differenza tra i valori rilevati delle due antenne paragonabile ai risultati ottenuti in P1.

L’antenna omnidirezionale non presenta la criticità dell’antenna direttiva di dover individuare la direzione di massima potenza, che potrebbe non corrispondere alla direzione di collegamento con la BS (come osservato in P4). Tuttavia, la misurazione con una antenna omnidirezionale risulta essere maggiormente influenzata dal segnale dovuto al telefono utilizzato per forzare il traffico.

Questi risultati portano alla conclusione che quando si ha a che fare con uno scenario LoS, l’uso di antenne direttive può garantire risultati di misura più accurati, alimentando l’analizzatore con livelli di potenza più elevati (se l’UE è posizionata in modo che il raggio della BS sia diretto verso la sonda di misura). Al contrario, le antenne direttive in caso di propagazione NLoS non garantiscono che la densità di potenza proveniente da direzioni diverse a causa delle riflessioni venga misurata interamente. In tale condizione, dovrebbero essere preferite le antenne omnidirezionali, prestando attenzione al contributo di uplink dell’UE quando si eseguono misurazioni che non possono separare la trasmissione di uplink dalla trasmissione di downlink (come le misurazioni della potenza media del canale).

CONCLUSIONI

In questo lavoro sono state analizzate alcune delle sfide poste dalla misurazione della potenza incidente generata dai sistemi 5G a onde millimetriche in diverse condizioni di propagazione per garantire risultati affidabili e accurati in un ambiente operativo complesso. Sfruttando i risultati ottenuti, vengono offerte indicazioni e consigli per poter effettuare misurazioni precise all'interno dell'intervallo mm-wave in tutte le possibili condizioni di visualizzazione della BS.

È stato dimostrato che è possibile utilizzare un'applicazione di test di velocità (speed test) invece del software iPerf o strumenti simili per stabilire una connessione UDP, semplificando così la configurazione di misura, sebbene sia necessario prestare attenzione al potenziale aumento della variabilità dei risultati.

È stato anche analizzato l'uso di antenne omnidirezionali o direttive, verificando che nello scenario LoS le antenne direttive garantiscono risultati più accurati mentre sottostimano in condizioni NLoS, dove i contributi riflessi e diffratti della potenza ricevuta sono significativi e quindi, in tal caso, è consigliato l'uso di un'antenna omnidirezionale.

Bibliografia

[1] Determination of RF field strength, power density and SAR in the vicinity of radiocommunication base stations for the purpose of evaluating human exposure, ed. 3, IEC - International Electrotechnical Commission Std. IEC 62 232, 2022.

[2] 3rd Generation Partnership Project (3GPP)". (2017) The 3GPP Specification 38 Series, document TS 38. [Online]. Available: <https://www.3gpp.org/DynaReport/38-series.htm>

[3] NR; Physical channels and modulation, 3rd Generation Partnership Project (3GPP) Std. Tech. Spec. 38.211, Rev. 15.1.0, april 2018.

[4] Adda Sara, Aureli Tommaso, Bastonero Sergio, D'Elia Stefano, Franci Daniele, Grillo Enrico, Migliore Marco Donald, Pasquino Nicola, Migliore Marco Donald, Schettino Fulvio, Schiavoni Andrea, Scotti Renato, Suman Riccardo, and Vaccarone Mattia, "Methodology Based on Vector and Scalar Measurement of Traffic Channel Power Levels to Assess Maximum Exposure to Electromagnetic Radiation Generated by 5G NR Systems" IEEE Access, vol. 10, pp. 12 125-12 136, 2022.

[5] Adda Sara, Aureli Tommaso, D'Elia Stefano, Franci Daniele, Grillo Enrico, Migliore Marco Donald, Migliore Marco Donald, Schettino Fulvio, and Suman Riccardo, "A theoretical and experimental investigation on the measurement of the electromagnetic field

[6] Betta Giovanni, Capriglione Domenico, Cerro Gianni, Miele Gianfranco, Migliore Marco Donald, and Suka Darko, "Experimental analysis of 5G pilot signals' variability in urban scenarios" 2022 IEEE International Symposium on Measurements and Networking, M&N 2022 - Proceedings, 2022.

[7] "iPerf Software," <https://iperf.fr/>.

[8] "Ookla Speedtest," <https://www.speedtest.net/>.

Strumenti e tecniche di misura per segnali 5G

Mattia Vaccarono¹ e Sara Adda¹

¹Dipartimento Rischi Fisici e Tecnologici, Arpa Piemonte, via Jervis 30, Ivrea

Mattia.vaccarono@arpa.piemonte.it

Riassunto

La rapida espansione della tecnologia 5G New Radio sul territorio nazionale ha richiesto un rapido adeguamento della strumentazione e delle tecniche di misura da parte degli Enti di controllo (Arpa/Appa). Si è quindi reso necessario l'aggiornamento della strumentazione di misura, intesa sia come misuratori di campo in banda larga per coprire la banda di frequenza FR2 (26-28GHz) sia come analizzatori di spettro vettoriali.

In aggiunta, Arpa Piemonte ha inserito nelle proprie metodologie di misura l'uso dello scanner di rete portatile.

Considerata la natura dei segnali 5G trasmessi su antenne attive, al fine di misurare il massimo impatto elettromagnetico, è necessario attivare un fascio di traffico verso il punto di misura. Tale operazione può essere eseguita tramite un terminale 5G commerciale, effettuando uno scarico dati o speedtest. Tuttavia, le informazioni relative alla rete mobile, rese disponibili da un terminale commerciale sono estremamente limitate. L'utilizzo, invece, di uno scanner di rete permette, in aggiunta, sia di ricavare quelle informazioni necessarie per le estrapolazioni ai sensi delle guide CEI, sia di identificare il codice della cella, per tutte le tecnologie dal 2G a 5G, che contribuisce nel punto di misura. Il massimo contributo al campo globale può essere ricavato, allo stato attuale delle reti 5G, tramite la massima occupazione della banda in downlink di un dato segnale, ovvero tramite uno scarico dati massivo. Durante questa operazione, può essere effettuata una misura in banda larga, oppure una misura selettiva in frequenza per verificare il contributo al campo globale di un singolo segnale. Inoltre, mediante l'utilizzo di analizzatori dotati di decodifica vettoriale 5G è possibile misurare una determinata componente del segnale al fine di implementare le tecniche di estrapolazione attualmente in fase di studio.

Questo lavoro intende fornire una panoramica della strumentazione e delle tecniche di misura per segnali 5G, insieme ai primi risultati ottenuti durante misure in campo con utilizzo dello scanner di rete e la forzatura dei fasci.

INTRODUZIONE

L'espansione della tecnologia 5G ha richiesto una rapida definizione delle procedure di misura al fine di verificare il rispetto dei limiti di esposizione ai campi elettromagnetici per la popolazione. La normativa tecnica alla base delle estrapolazioni necessarie per il confronto con i limiti, specialmente con il valore di attenzione di 15V/m, è in fase di aggiornamento per includere il sistema 5G. In questa fase transitoria si pone la procedura sviluppata da Arpa Piemonte, al fine di misurare l'impatto elettromagnetico del sistema 5G mediante la forzatura del traffico dati.

Il segnale 5G new radio (NR), a differenza di tutti i suoi predecessori, è trasmesso da antenne attive, ovvero capaci di modellare il pattern di irraggiamento (beamforming) e di allocare risorse radio ad un determinato utente in base alla richiesta del terminale. Per tali motivi, la misura del campo elettromagnetico generato un segnale 5G NR deve essere effettuata in modo da indirizzare, o "accendere", il fascio di irraggiamento dei canali di traffico verso l'utente, quindi verso il punto di misura.

In questo lavoro si esplorano le diverse modalità con cui è possibile indirizzare il fascio verso il punto di misura, in modo da ottenere la possibilità di stimare, attraverso una misura in channel power, la massima esposizione dovuta ai segnali 5G in un dato punto.

STRUMENTI

SCANNER DI RETE

In aggiunta alla dotazione tipica per le misure di campo elettrico generato da stazione radiobase, ovvero misuratori a banda larga ed analizzatori di spettro, lo scanner di rete sta assumendo un ruolo centrale nell'acquisizione dei parametri necessari per effettuare le misure in banda stretta e le successive estrapolazioni.

Tale strumento può essere diviso in due categorie: come strumento da banco oppure portatile. In questo secondo caso, lo scanner di rete portatile è sostanzialmente uno smartphone con firmware modificato al fine di intercettare le informazioni trasmesse all'interno del sistema dal modem. La modifica del firmware permette, in aggiunta, di modificare le capabilities del dispositivo, "ingannando" quindi la rete mobile per poter effettuare il lock su specifiche frequenze o Physical Cell ID. Le potenzialità dello scanner di rete portatile dipendono fortemente dal chipset del dispositivo, permettendo ad esempio di operare anche nella banda FR2. Inoltre, la scelta del numero di SIM (ovvero di gestori) e del relativo piano tariffario è fondamentale per poter effettuare un buon numero di controlli nel periodo di fruibilità del pacchetto di dati mobili acquistati.

All'atto pratico delle misure di inquinamento elettromagnetico, in particolare su segnali 5G, lo scanner può essere usato per ottenere la posizione in frequenza del SSB del segnale 5G che si riceve nel punto di misura o del segnale DSS, necessaria entro pochi kilohertz per poter effettuare la decodifica del segnale. In Figura 1 si porta la schermata relativa alla rete mobile con disponibilità di connettività 5G (Packet technology Enhanced dual connectivity) ed in Figura 2 si riporta la schermata relativa all'identificazione del SSB di un segnale 5G.

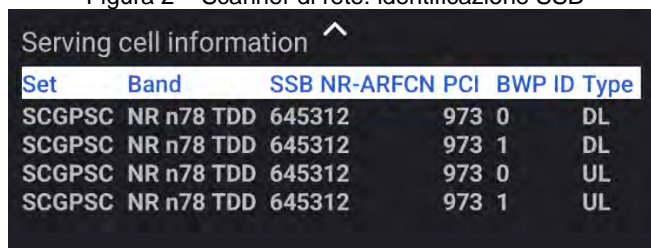
Figura 1 – Scanner di rete: connettività 5G



Summary	
LTE	
System	LTE FDD 1800 band 3
Packet Technology	EN-DC
WiFi Connection	UNKNOWN
SSID	N.A.
Cell name	N.A.
Distance to BTS	N.A.
Cell Id	230738218
eNodeB / CID	901321 / 42
RNC / CID	3520 / 51496
TAC	21102
MCC	222
MNC	1
Operator	ITIM
MME	57
EARFCN	1350
Serving Carrier RSSI	-59.30 dBm
Serving SNR	16.10 dB
Serving RSRQ	-7.50 dB
Serving RSRP	-86.90 dBm
Serving PCI	176
Detected RSRQ	-14.00 dB
Detected RSRP	-83.60 dBm
Detected PCI	65

Nel tab sommario dell'applicazione dello scanner di rete è possibile identificare se la rete mobile a cui si è agganciati dispone di connettività 5G. Nel caso mostrato, la packet technology è EN-DC ovvero ENhanced DualConnectivity, pertanto il 5G è disponibile.

Figura 2 – Scanner di rete: identificazione SSB



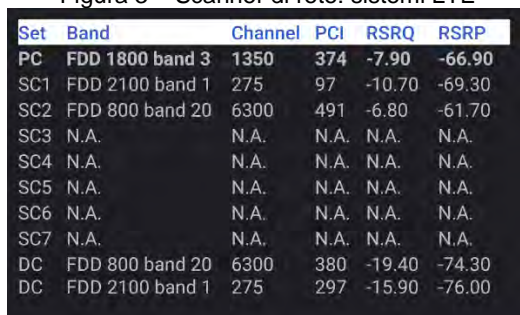
Set	Band	SSB NR-ARFCN	PCI	BWP ID	Type
SCGPSC	NR n78 TDD	645312	973 0		DL
SCGPSC	NR n78 TDD	645312	973 1		DL
SCGPSC	NR n78 TDD	645312	973 0		UL
SCGPSC	NR n78 TDD	645312	973 1		UL

L'immagine mostra i dettagli del segnale 5G agganciato dallo scanner di rete, in particolare è riportata la posizione in frequenza del SSB nella codifica ARFCN ed il relativo PCI.

Nel caso di 5G non stand alone (NSA) il terminale indica la carrier LTE primaria del sito in quanto la portante 5G viene considerata in aggregation alle portanti LTE. Tale indicazione risulta importante per comprendere il lock su 5G NSA e la forzatura di traffico.

Per quanto riguarda la tecnologia LTE, lo scanner di rete permette in particolare di identificare i Physical Cell ID (PCI) della cella primaria ed in aggregation, come mostrato in Figura 3.

Figura 3 – Scanner di rete: sistemi LTE

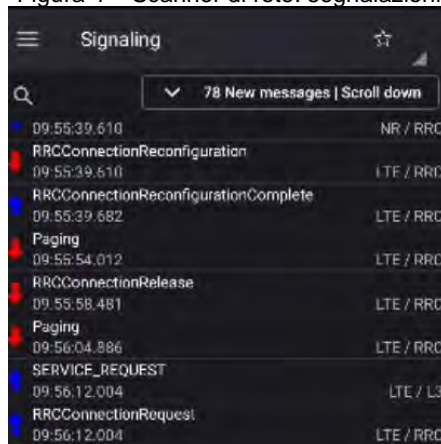


Set	Band	Channel	PCI	RSRQ	RSRP
PC	FDD 1800 band 3	1350	374	-7.90	-66.90
SC1	FDD 2100 band 1	275	97	-10.70	-69.30
SC2	FDD 800 band 20	6300	491	-6.80	-61.70
SC3	N.A.	N.A.	N.A.	N.A.	N.A.
SC4	N.A.	N.A.	N.A.	N.A.	N.A.
SC5	N.A.	N.A.	N.A.	N.A.	N.A.
SC6	N.A.	N.A.	N.A.	N.A.	N.A.
SC7	N.A.	N.A.	N.A.	N.A.	N.A.
DC	FDD 800 band 20	6300	380	-19.40	-74.30
DC	FDD 2100 band 1	275	297	-15.90	-76.00

L'immagine mostra la cella primaria (PC), le celle secondarie in aggregation (SC) ed i relativi canali di frequenza, PCI e potenza di segnale ricevuto (RSRP).

In aggiunta è possibile decodificare i Master Information Blocks (MIB) e System Information Blocks (SIB) trasmessi dalla rete mobile. Le informazioni contenute all'interno possono riguardare la SubCarrier Spacing (SCS) e la frequenza del SSB per i sistemi 5G, oppure i valori di Pa e Pb necessari per calcolare il Boosting Factor dei segnali LTE. In Figura 4 è mostrato il report della segnalazione ricevuta dal terminale, mentre in Figura 5 e 6 sono mostrate le informazioni relative al Pa e Pb per un dato sistema LTE.

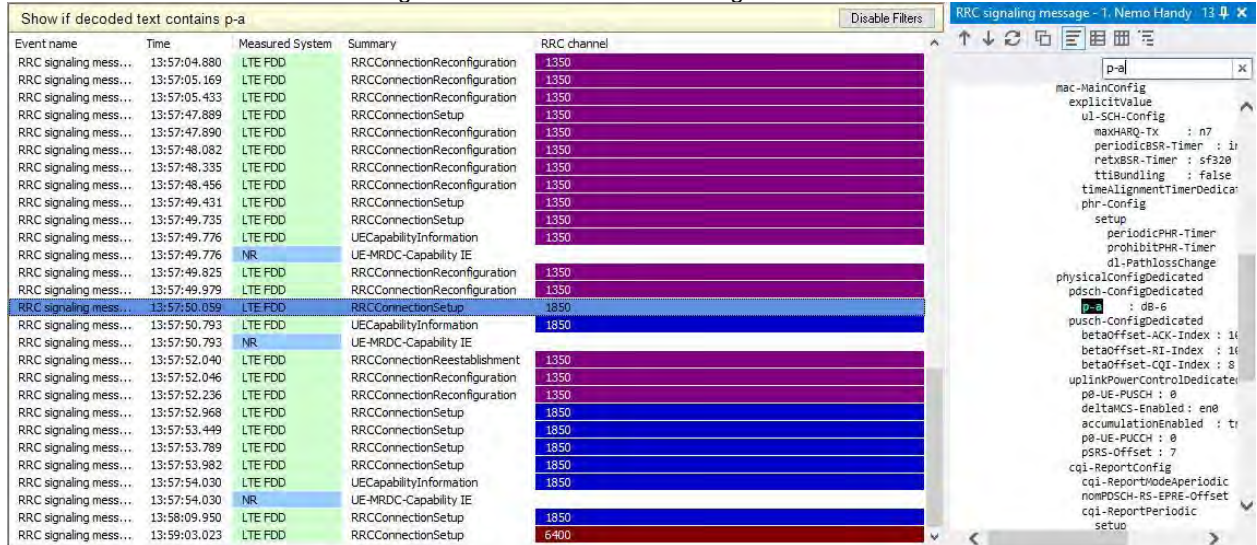
Figura 4 – Scanner di rete: segnalazioni



Time	Message	System
09:55:39.610	NR / RRC	
09:55:39.610	RRCConnectionReconfiguration	LTE / RRC
09:55:39.682	RRCConnectionReconfigurationComplete	LTE / RRC
09:55:54.012	Paging	LTE / RRC
09:55:58.481	RRCConnectionRelease	LTE / RRC
09:56:04.886	Paging	LTE / RRC
09:56:12.004	SERVICE_REQUEST	LTE / L3
09:56:12.004	RRCConnectionRequest	LTE / RRC

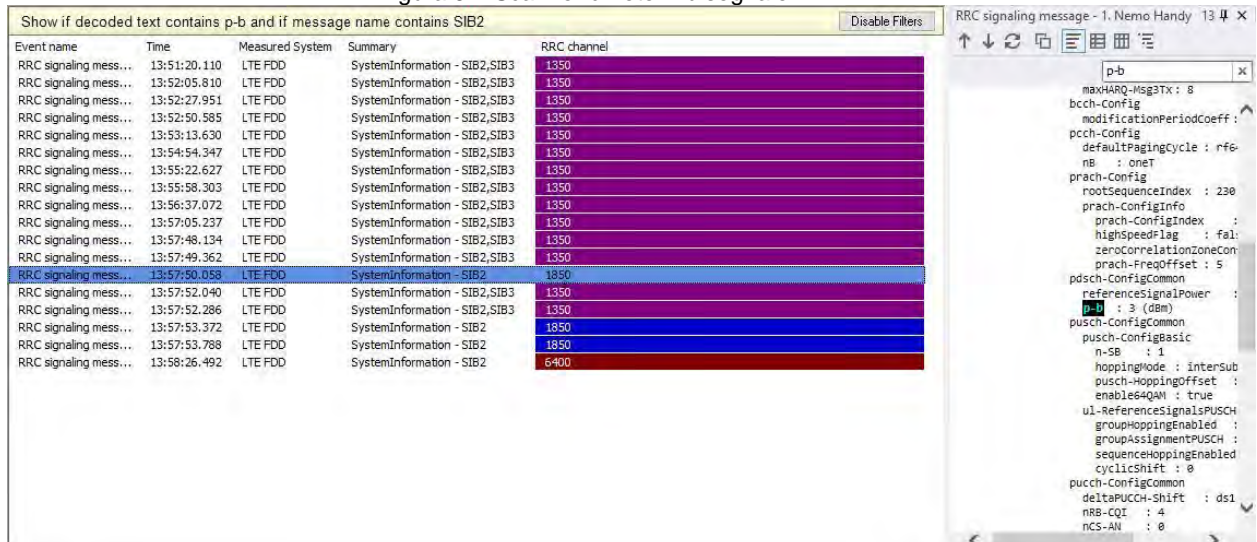
Esempio di scambio di informazioni tra terminale e rete mobile

Figura 5 – Scanner di rete: Pa segnale LTE



Esempio di identificazione valore Pa segnale LTE banda 1800 contenuto nel RRCConnectionSetup

Figura 6 – Scanner di rete: Pb segnale LTE



Come in Figura 5 ma per Pb contenuto nel SIB2

ANALIZZATORI DI SPETTRO

La misura di channel power di segnali 4G e 5G (con accesso OFDM) può essere effettuata con analizzatori in gradi di rispettare i seguenti criteri:

- impostazione del parametro RBW in modo che la larghezza del filtro IF sia piccola rispetto alla banda del segnale (al fine di campionare adeguatamente il segnale per una migliore determinazione della densità spettrale)
- impostazione del parametro VBW ad almeno 3 volte l'ampiezza della RBW (al fine di garantire l'efficace rivelazione di un segnale intrinsecamente di tipo rumore)
- sweep time sufficientemente rapido da seguire le variazioni di livello del segnale a breve termine. Se lo sweep time ha durata superiore a quella tipica di 1 trama del segnale (10ms per segnali 4 e 5G), si rischia di sottostimare il valore effettivo di esposizione
- trace average (prestando attenzione al tipo di media, deve essere sulla potenza)
- detector RMS

Il valore ottenuto dal risultato della misura in channel power è risultato in più lavori [Mathou et al. 2012, Adda et al. 2022] sempre ben correlato con il livello di potenza irradiata dalla stazione radiobase: si tratta quindi di una misura in grado di seguire molto bene le variazioni nei livelli di esposizione dovute all'esercizio della rete di telefonia.

Anche per questo motivo, si tratta di una tipologia di misura adeguata alle rilevazioni di segnali 5G tramite forzatura di fasci di traffico con l'uso di un terminale nei pressi del punto di misura. Questa misura fornisce una buona stima della massima esposizione, tanto migliore quanto più la forzatura riesce a garantire il riempimento di tutta la banda e tutta la trama per un tempo compatibile con i tempi di acquisizione dello spettro ed elaborazione del channel power. Essa costituisce pertanto un'alternativa percorribile alle tecniche di estrapolazione basate sulle rilevazioni di canali specifici del segnale.

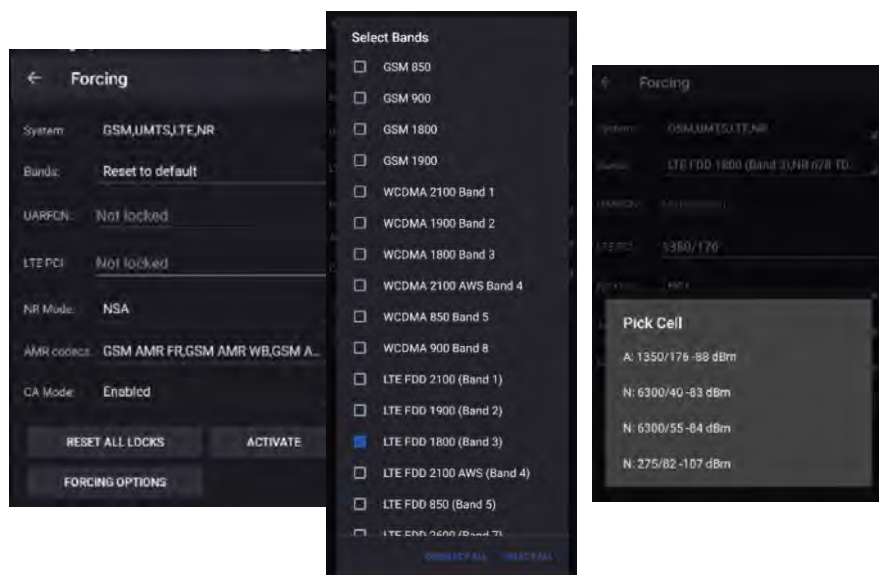
In ogni caso, la misura in channel power permette di dare una buona indicazione di possibile superamento dei limiti, in quanto, se le condizioni sopra descritte sono solo in parte rispettate, essa dà una lettura sottostimata del livello di esposizione.

Per quanto riguarda la misura triassiale, le antenne e l'analizzatore possono dei lag temporali dovuti alla commutazione degli assi. Pertanto è necessario tenerne conto in caso di forzatura del traffico. Eventualmente, si può valutare di effettuare la misura sul singolo asse anziché in modalità triassiale.

TECNICHE DI MISURA

In caso di segnali LTE, o nel prossimo futuro per segnali 5G standalone, lo scanner di rete permette di effettuare il lock su una specifica banda di frequenze. Ad esempio, nel caso di un sito con segnali DSS nella banda 700 e 1800MHz ed un segnale 5G FR1, la sola indicazione della tipologia di rete 5G data da un normale smartphone non è sufficiente a comprendere su quale segnale il terminale effettua lo scarico dati. Di norma, le stazioni radio base implementano una gerarchia delle bande di frequenza per uno scarico massivo: dal 5G FR2 (elevata priorità, se il terminale ha le capabilities) fino al DSS a 700MHz, in seguito i segnali LTE.

Figura 7 – Lock su specifici PCI



Esempio di PCI lock: da sinistra, schermata per lock, selezione banda, selezione PCI

Nel caso pratico di forzatura su segnale 5G FR1 NSA, con terminale abilitato sia su FR1 che FR2, è necessario attivare il lock su una banda LTE attiva e sul segnale 5G FR1. In questo modo il terminale comunica alla rete mobile non potersi agganciare sul segnale prioritario 5G FR2 e permette di effettuare lo scarico dati sulla banda FR1.

Effettuato il lock sulla banda di frequenza sulla quale si vuole effettuare lo scarico dati, si può procedere secondo tre procedure differenti: speedtest, UDP o http file transfer. Non si riporta

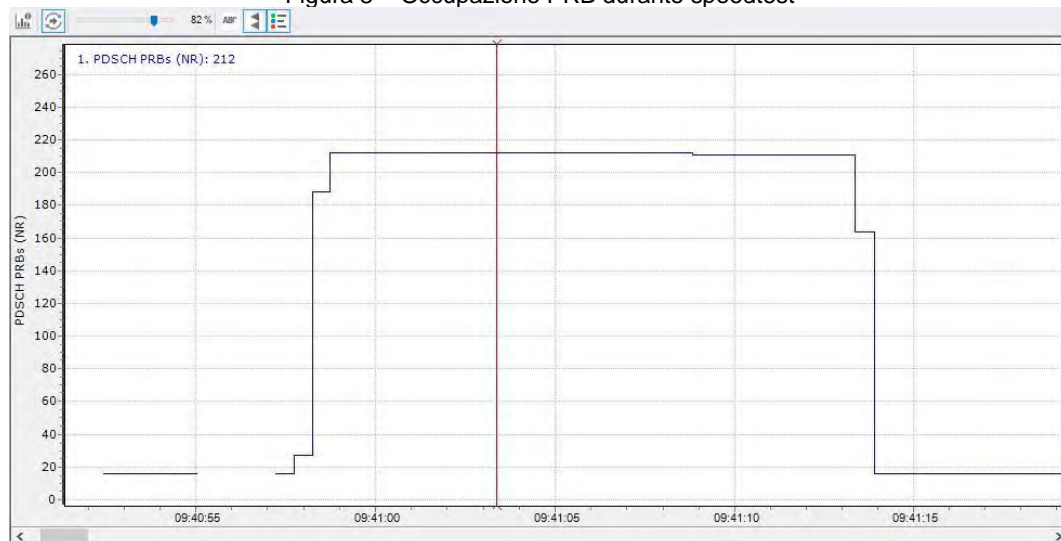
nella trattazione la procedura mediante lo streaming di video 4K. Dalle verifiche in campo condotte da Arpa Piemonte è emerso che il buffering dello streaming video non permette una occupazione sufficientemente costante di resource block nella trama 5G.

FORZATURA DEL TRAFFICO TRAMITE SPEED TEST

L'accensione di un fascio di traffico di una antenna attiva e lo scarico dati può essere effettuato tramite applicazioni commerciali disponibili gratuitamente negli app store. Queste applicazioni scelgono in autonomia il server su cui effettuare lo scarico dati e non permettono di impostare alcun parametro. Inoltre, effettuato anche l'invio di dati per la stima dell'uplink, pertanto la misura di campo elettrico su sistemi TDD deve essere attentamente eseguita solamente nella fase di downlink.

In Figura 8 si riporta l'occupazione di banda in termini di PRB durante uno speedtest su segnale 5G FR1 di ampiezza 80MHz. Si nota una occupazione costante di 212 PRB durante tutto l'arco del download.

Figura 8 – Occupazione PRB durante speedtest



Occupazione di banda in termini di PRB per segnale 5G FR1

FORZATURA DEL TRAFFICO TRAMITE PROTOCOLLO UDP

Arpa Piemonte ha implementato all'interno della propria rete aziendale un server che effettua uno stream di byte con protocollo User Datagram Protocol (UDP). Questo tipo di trasmissione, detta connectionless, non richiede interazioni tra server e client, come ad esempio la verifica della corretta ricezione dei dati da parte del terminale o la corretta sequenza temporale di invio. Di conseguenza, l'UDP si addice allo stream massivo di byte su di un segnale 5G, che permette throughput oltre il gigabit al secondo.

Il flusso massivo di dati è generato tramite il programma iperf che produce uno stream di byte dal server di Arpa Piemonte verso un client. Nello specifico, il client è un terminale, ovvero cellulare, 5G di tipo commerciale, che tramite le schede SIM di diversi gestori permette di collegarsi alla cella 5G prossima al punto di misura. Dal punto di vista informatico, la procedura implementata richiede un server raggiungibile dalla rete mobile ed un terminale 5G su cui installare una delle applicazioni (gratuite e disponibili nei vari store) che si interfacciano con il programma iperf. Arpa Piemonte ha implementato un server debian10 sui cui si è installato iperf. Tale programma è eseguito tramite linea di comando, impostando il parametro che fornisce l'indicazione che il server invia i dati. Per quanto riguarda il terminale, si è acquistato un dispositivo commerciale del costo di poche centinaia di euro. Il cellulare, dotato di sistema operativo di tipo Android, esegue il programma iperf tramite applicazioni ad hoc o tramite l'applicazione dello scanner di rete, avendo cura di impostare i parametri necessari al fine di massimizzare il flusso dati.

Le ultime verifiche condotte in campo hanno però mostrato una bassa occupazione di banda, come mostrato Figura 9 in termini di PRB allocati.

Figura 9 – Occupazione PRB durante UDP

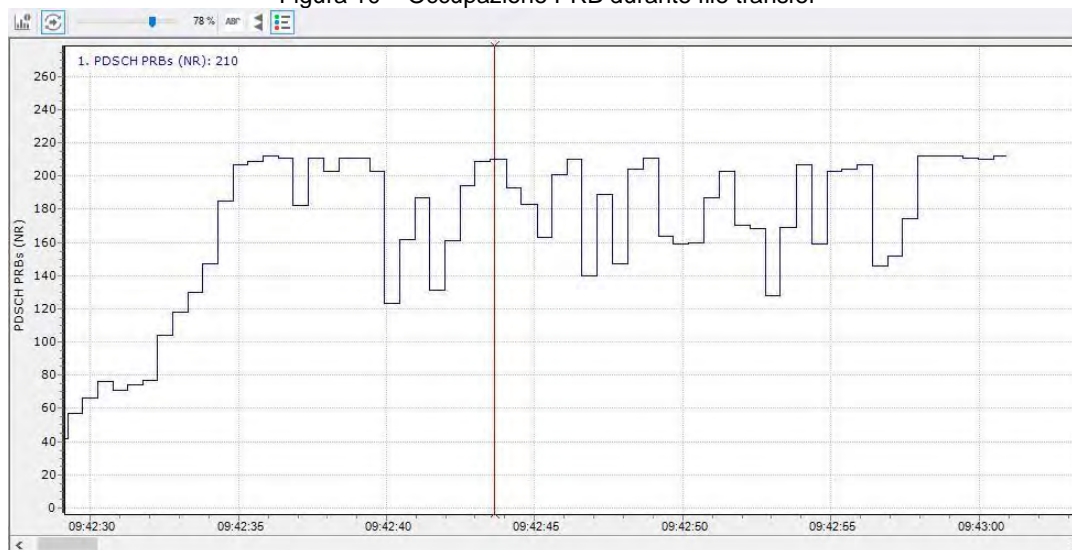


Occupazione di banda in termini di PRB per segnale 5G FR1

FORZATURA DEL TRAFFICO TRAMITE http FILE TRANSFER

Lo scarico dati verso il terminale può essere effettuato anche mediante l'invio di file di grandi dimensioni attraverso il protocollo http. Si è sperimentato quindi l'invio di un file di 10GB generato tramite URL disponibile gratuitamente. La trasmissione dei dati su un segnale 5G FR1 è risultata tuttavia instabile, come mostra l'allocazione dei PRB riportati in Figura 10.

Figura 10 – Occupazione PRB durante file transfer



Occupazione di banda in termini di PRB per segnale 5G FR1

FORZATURA DEL TRAFFICO E MISURA IN CHANNEL POWER

Dalla trattazione precedente relativa alle tecniche per la forzatura del traffico emerge che l'utilizzo di app commerciali per lo speed test permette una occupazione di banda ottimale al fine di verificare il massimo impatto elettromagnetico di un segnale 5G.

La misura di campo elettrico in condizioni di forzatura del traffico può essere eseguita con una catena strumentale che soddisfa le caratteristiche delineate nel paragrafo precedente. La misura scalare deve essere eseguita nella finestra temporale in cui il terminale sta forzando il traffico dati, prestando particolare attenzione a non acquisire durante la trasmissione da parte del terminale. In caso di forzatura mediante speedtest, come osservato in Figura 8, è necessario attendere circa 2 secondi dall'inizio dello scarico affinché venga massimizzata l'occupazione di banda e la misura deve essere fermata dopo circa 15 secondi. Oltre tale tempo, l'acquisizione avviene su trame non forzate e pertanto la misura di campo elettrico, effettuata come media su un dato numero di trame, risulta sottostimata.

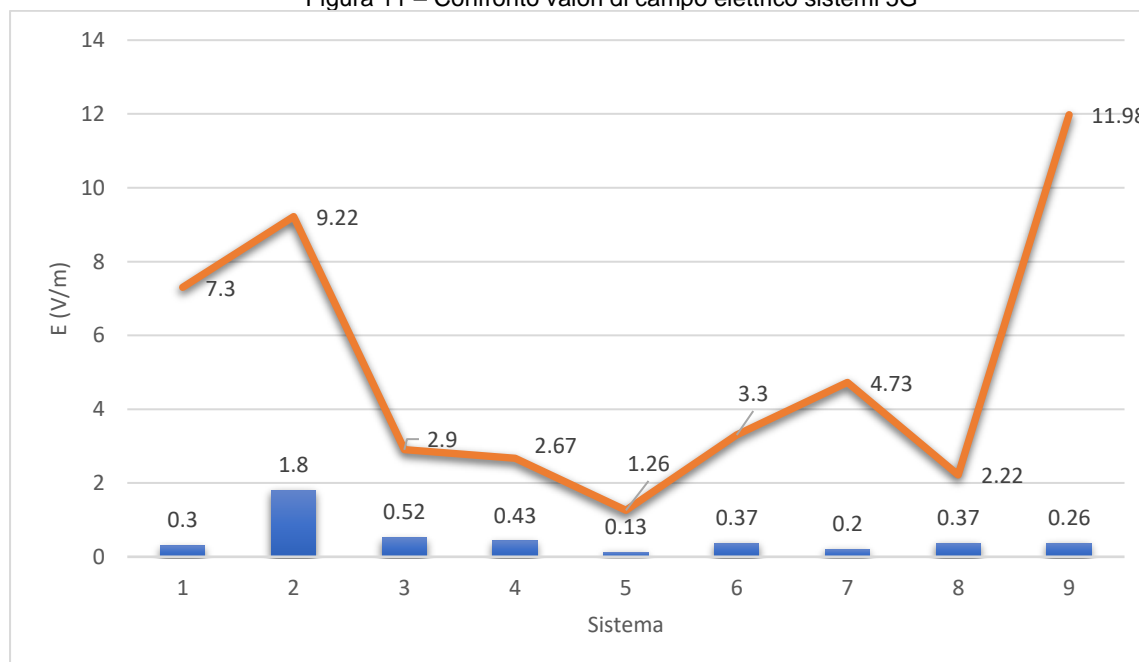
Arpa Piemonte, durante la propria attività di controllo, esegue correntemente tale procedura al fine di verificare il massimo contributo dei sistemi 5G presenti nell'area di indagine. Di seguito si riassumono alcuni dati raccolti durante le misure. Si osserva in tabella 1 la notevole differenza, allo stato attuale della rete 5G, tra i valori di campo elettrico misurati in channel power senza e con forzatura del traffico:

Tabella 1 – Misure in channel power su sistemi 5G

Sistema	E(V/m) senza forzatura	E(V/m) forzatura
1	0.3	7.3
2	1.8	9.22
3	0.52	2.9
4	0.43	2.67
5	0.13	1.26
6	0.37	3.3
7	0.2	4.73
8	0.37	2.22
9	0.26	11.98

Si riportano i dati della Tabella 1 nel grafico di Figura 11. Si nota come in alcuni casi, specialmente quando si è in vista dell'antenna che trasmette il segnale, il contributo massimo del sistema 5G può differire molto dalla condizione senza forzatura.

Figura 11 – Confronto valori di campo elettrico sistemi 5G



Linea arancione: misura con forzatura del traffico, barre blu: misura senza forzatura del traffico

CONCLUSIONI

Il presente lavoro mostra le caratteristiche strumentali necessarie per l'esecuzione di misure in channel power su segnali 5G mediante la procedura della forzatura del traffico. Dall'analisi di differenti metodologie di forzatura e mediante l'uso di uno scanner di rete, si osserva che l'uso di app commerciali di speedtest permette un ottimo riempimento della trama 5G.

L'uso di uno scanner di rete, in aggiunta alla strumentazione standard, permette di acquisire informazioni aggiuntive sulla rete mobile e sulle caratteristiche dei segnali oggetto di misura, oltre a verificare l'allocazione di risorse verso il terminale stesso che effettua la forzatura.

Dalle misure che Arpa Piemonte ha effettuato su segnali 5G, allo stato attuale della rete, risulta necessario effettuare la forzatura del traffico al fine di valutare il massimo impatto elettromagnetico di tali segnali.

Bibliografia

M.Mathou, V.Bottura, M.Cappio Borlino, D.Vaccarone, S.D'Elia, S.Adda, "Misure di campo elettrico da stazioni radiobase UMTS e analisi della relazione con la potenza in antenna", Bollettino AIRP Vol.171, n.3-4, pp.83-92 (agosto 2012)

Adda S, Aureli T, Coltellacci S, D'elia S, Franci D, Grillo E, Pasquino N, Pavoncello S, Suman R, Vaccarone M., "How to Characterize Power Lock Systems for Limiting Exposure to Electromagnetic Radiation Generated by 5G MaMIMO Systems", 2022 IEEE International Workshop on Metrology for Living Environment (MetroLivEn). IEEE: 258-262, ISBN 978-1-6654-0894-3add

Studio di un sito SRB complesso con 5G: dalle misure all'estrapolazione alla configurazione autorizzata nell'ottica delle verifiche per il rispetto del 'nuovo' valore di attenzione

Barbara Notari¹, Massimo Tedeschini¹, Matteo Tiberti¹, Martino Cremona¹, Irene Taddei¹, Emanuele De Sena¹, Tiziana Melfi¹, Maurizio Poli¹

¹Arpae, Apa Centro e Apa Ovest, Servizi Sistemi Ambientali

bnotari@arpae.it

Riassunto

Il presente lavoro descrive come Arpae ha affrontato la verifica del valore di attenzione, recentemente innalzato da 6 a 15 V/m (L.n.214/2023), in un sito complesso, con presenza di segnali di nuova generazione, in particolare di un segnale 5G a 3700 MHz. L'indagine si è svolta attraverso misure a larga banda, a banda stretta con un analizzatore scalare ed in continuo nel 2022, ed è stata ripetuta nel 2024 con misure a banda larga e banda stretta con due analizzatori, scalare e vettoriale, al fine dell'estrapolazione (ai sensi dell'Appendice E della Norma CEI 211-7) del valore misurato alla massima potenza autorizzata per ciascun gestore. I risultati di tali elaborazioni hanno permesso anche di fare il confronto con i limiti emissivi assentibili introdotti dalla D.Lgs. n.48 del 24/03/2024, verificandone l'attuale rispetto. Le considerazioni finali mettono in evidenza le difficoltà nel valutare la massima esposizione dovuta al segnale 5G, in particolare per la necessità di forzatura del traffico 5G. Inoltre sono state testate due diverse tecniche di estrapolazione per tale segnale, trovando un sostanziale accordo con il valore stimato in fase preventiva.

DESCRIZIONE DEL PUNTO DI INDAGINE E DELLE SORGENTI DI CAMPO ELETTRICO

A seguito dell'attivazione da parte del Comune di Modena, al fine di rispondere ad un esposto da parte di un cittadino preoccupato per l'esposizione dei suoi familiari, che frequentano la Polisportiva 'Saliceta', Arpae ha svolto nel novembre 2022 delle indagini strumentali presso la struttura sportiva nelle cui vicinanze sono installati due pali di telefonia: uno ospita le SRB di Wind Tre e Tim e l'altro quelle di Vodafone e Iliad. Complessivamente nel sito in esame sono presenti i sistemi di tutte le generazioni di telefonia, dal 2G (GSM), 3G (UMTS) al 4G (LTE), fino ai sistemi più complessi 4G TDD (Time Division Duplex), 4G-5G DSS (Dynamic Spectrum Sharing): solo l'impianto di W3 ha attivato il servizio 5G NR a 3700 MHz.

In quella occasione oltre ad eseguire misure a banda larga del livello complessivo di campo elettrico, erano stati acquisiti con l'analizzatore portatile i contributi dei vari sistemi per ciascun gestore e il campo associato ai canali di controllo per le tecnologie attivate, al fine di estrapolare i livelli misurati alla massima potenza. Infatti l'ultima valutazione previsionale per il sito aveva evidenziato livelli di campo stimati fino a 5.6 V/m (prossimo all'allora valore di attenzione di 6 V/m) e si era ritenuto opportuno verificare l'esposizione massima rilevabile sul campo. Non era stato possibile però estrapolare il segnale 5G, in quanto in quel momento Arpae non era in possesso della strumentazione più evoluta (analizzatore di spettro vettoriale), né delle necessarie conoscenze del segnale 5G in esame. Era stato inoltre effettuato un monitoraggio in continuo della durata di circa un mese. Nel luglio 2024 si è deciso di ripetere l'indagine, essendo ora in grado di approfondire l'analisi del segnale 5G con l'analizzatore vettoriale, al fine di seguire l'evoluzione del campo elettrico generato nel sito e di verificare il rispetto del valore di attenzione innalzato a 15 V/m.

Il punto di misura è stato scelto sulla terrazza solarium al 2° piano di un edificio, ospitante la palestra della Polisportiva, ritenuto una pertinenza dell'edificio con permanenza prolungata o comunque intensamente frequentata: tale collocazione è stata scelta in quanto in posizione rialzata, centrale ed in visibilità ottica rispetto ai due pali ospitanti le Stazioni Radio Base di telefonia presenti nel sito e per questo ritenuta significativa e cautelativa ai fine della verifica della conformità alla normativa per il ricevitore sportivo nel suo complesso, che comprende anche campi di calcio, tennis, padel. Rispetto al punto di misura individuato, il cositing dei gestori Tim e Wind Tre si trova a circa 128 m di distanza in direzione W-NW, mentre gli impianti di Vodafone e Iliad sono installati su un palo a circa 179 m in direzione N-NE.

Nella Fig. 1 è riportata la foto aerea del sito, ove sono stati identificati il punto di misura (pallino rosa), nonché la posizione degli impianti emittenti che principalmente contribuiscono al campo elettromagnetico nel punto stesso; il gestore W3 è l'unico che ha attivato il sistema 5G a 3700 MHz, di cui celle vengono riportate le direzioni di puntamento.

Figura 1 - Foto aerea con indicazione del punto di misura e delle principali sorgenti di campo elettrico

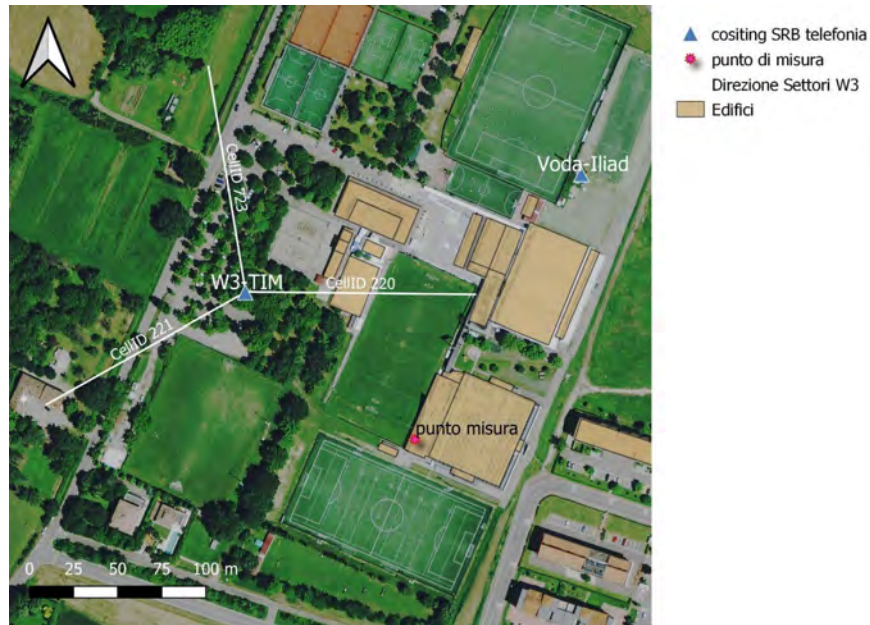
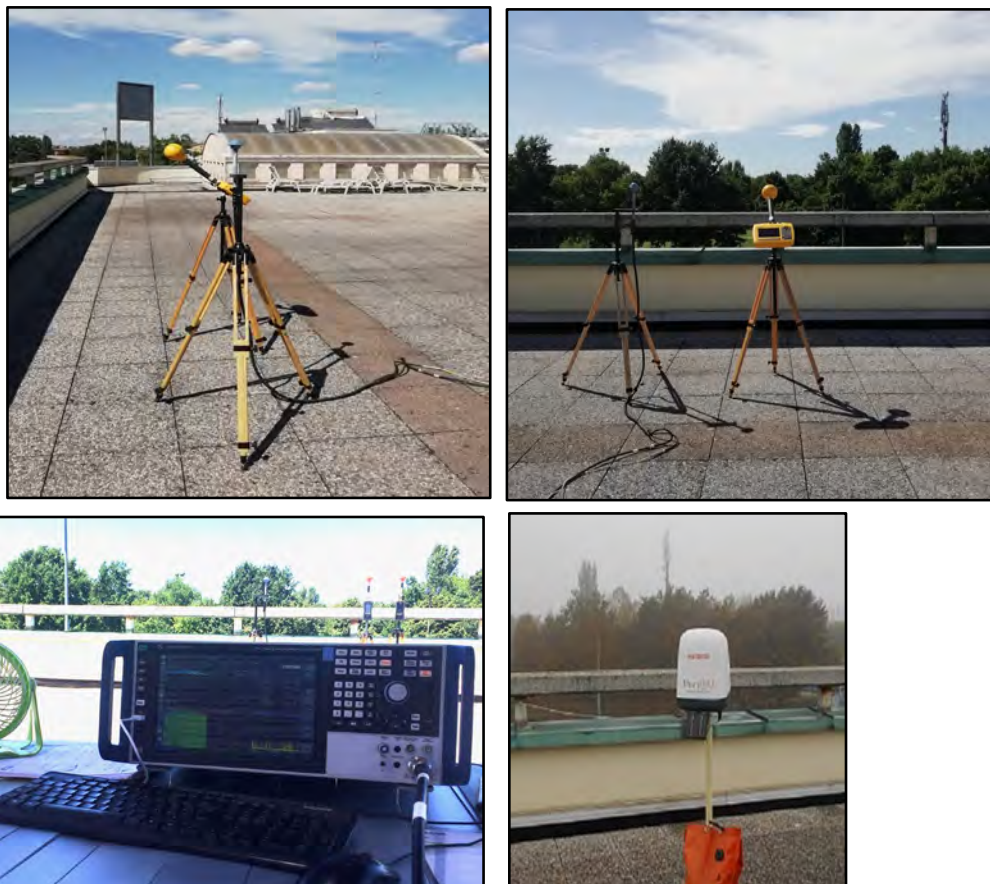


Figura 2 - Foto del cositing con Vodafone e Iliad (in alto a sx) e quello con Tim e Wind Tre (in alto a dx). Analizzatore vettoriale (in basso a sx) e centralina di monitoraggio in continuo (in basso a dx).



METODOLOGIA DI MISURA E STRUMENTAZIONE

Le misure sono state effettuate in condizioni di campo lontano, in linea di vista e con strumentazione sottoposta a taratura, che risponde alle specifiche delle normative tecniche, in particolare alle norme CEI 211-7 e CEI 211-10, posizionando la sonda a 1.5 m dal piano di calpestio, con un cavalletto di materiale dielettrico.

Nella prima indagine nel 2022 sono state effettuate:

- una misura a banda larga, della durata di 6 minuti, con misuratore della ditta Wandel & Golterman modello EMR-300, corredato della sonda isotropica Tipo 8 (100 kHz ÷ 3 GHz), avente minima sensibilità strumentale pari a 0.5 V/m e un'incertezza <3 dB;
- un monitoraggio in continuo con centralina di monitoraggio in continuo rilocabile utilizzata è della ditta WaveControl, modello MonitEM, e sonda di campo elettrico WPF8 (100 kHz ÷ 8 GHz), avente minima sensibilità strumentale pari a 0.3 V/m e un'incertezza <4 dB;
- rilevazioni in banda stretta con l'analizzatore di spettro portatile della ditta Narda, modello SRM3006, dotato di 2 sonde triassiali: una misura i segnali con frequenza da 27 MHz a 3 GHz, l'altra sonda misura i segnali con frequenze comprese tra 420 MHz e 6 GHz, aventi rispettivamente minima sensibilità pari a 0.0002 V/m e 0.00014 V/m, incertezza <3 dB.

Durante l'approfondimento del 2024 sono state eseguite:

- una misura a banda larga, della durata di 6 minuti, con strumento SMP3 di Wavecontrol equipaggiato con sonda isotropica WPF 8 (1 MHz ÷ 8 GHz);
- rilevazioni in banda stretta, con l'analizzatore di spettro portatile Narda SRM 3006 già descritto e con l'analizzatore vettoriale della Rohde & Schwarz (R&S), modello FSVA 3007 (acquisito a maggio 2023), equipaggiato con cavo TS-EMFZ2 da 8 metri e sonda triassiale della R&S modello TS-EMF, che rileva segnali con frequenza da 700 MHz a 6 GHz.

LIMITI NORMATIVI

Il limite normativo di riferimento per il punto di misura è il valore di attenzione (da intendersi come media di valori nell'arco delle 24 ore), da rispettare negli edifici a permanenza prolungata e loro pertinenze, ai sensi del DPCM 8 luglio 2003, attuativo della Legge Quadro n. 36 del 22 febbraio 2001, modificato dalla L.n. 221/2012, dalla L.n. 164/2014 e, recentemente, dalla L.n.214 del 30 dicembre 2023. Quest'ultima ha innalzato il valore di attenzione e l'obiettivo di qualità da 6 a 15 V/m. Inoltre il D.Lgs. n.48 del 24/03/2024 ha introdotto il concetto di 'limite emissivo assentibile', ossia i valori di campo elettromagnetico, pesati rispetto all'ampiezza di banda di frequenza acquisita, che ciascun operatore infrastrutturato non deve superare nei luoghi a permanenza prolungata: i valori attribuiti ai limiti assentibili per gli operatori telefonici attualmente presenti sono stati esplicitati nelle FAQ del MIMIT.

VALUTAZIONE PREVENTIVA E LIVELLI DI CAMPO ELETTRICO STIMATI

Il sito oggetto di indagine è stato oggetto di svariate valutazioni tecniche preventive, di cui l'ultima risale ad aprile 2022 e riguarda la modifica della configurazione radioelettrica di Iliad. Tale modello tiene conto delle caratteristiche geometriche e radioelettriche degli impianti, delle potenze massime per ciascun gestore, dei fattori di attenuazione tra cui il fattore α_{24} , ove asseverati in fase di autorizzazione, nonché del diagramma di irradiazione di ogni sistema, che per quanto riguarda il sistema 5G consiste nel diagramma di involuppo dei possibili fasci di traffico, fornito dal gestore.

Nel punto di misura il livello di campo elettrico stimato dovuto a tutti i sistemi di tutti i gestori alla massima potenza autorizzata risulta pari a 5.6 V/m, di cui il contributo del sistema 5G a 3700 MHz di W3 risulta pari a 2.0 V/m (1.9 V/m è il contributo del solo settore 1 con direzione di massimo irraggiamento pari a 90°N, corrispondente alla cella con Cell ID 220). Il contributo del 5G tiene già conto del fattore α_{24} (0.31) dichiarato per la valutazione dell'esposizione prolungata.

CARATTERISTICHE DEL SEGNALE 5G A 3700 MHZ

Il segnale 5G di W3 ha le caratteristiche riportate in Tab.1.

Tabella 1 - Caratteristiche del segnale 5G in esame

DATI RELATIVI 5G 3600 MHz TDD	SETTORE 1	SETTORE 2	SETTORE 3
	Portante	Portante	Portante
Azimut [°N]	90	240	350
Frequenza centro banda [MHz]	3590,01	3590,01	3590,01

Larghezza di banda [MHz]	60	60	60
Potenza in trasmissione [W]	50	60	80
Cell ID	220	221	723
SISO/MIMO configuration	MIMO 4x4	MIMO 4x4	MIMO 4x4
Numerologia μ	1	1	1
SubCarrier Spacing [kHz]	30	30	30
Frequenza del PDSCH (SSB) [MHz]	3570,24	3570,24	3570,24
Number of SSB	6	6	6
Configurazione TDD: Case	C	C	C
F_{TDC}	0,743	0,743	0,743
Boosting factor	1	1	1

La configurazione TDD implementata corrisponde al Case C definito dallo standard 3GPP, che è caratterizzato dalla possibile implementazione di 8 fasci di controllo SSB, di cui solo 6 risultano attivi nel caso in esame. Nello specifico sono stati rilevati gli SSB identificati con gli indici 0, 1, 2, 3, 5 e 6, con frequenza centrale pari a 3570.24 MHz e ampiezza in banda pari a 7.2 MHz. In Fig.3 viene riportata la misura della potenza per simbolo per portante di una trama (di durata 10 ms) effettuata con l'analizzatore vettoriale in assenza di traffico: si rileva la presenza degli segnali di controllo sempre on air (tra cui gli SSB), identificati anche tramite un confronto con l'operatore W3. In Fig.4 è riportata la stessa misura effettuata però durante la forzatura del traffico 5G: si rileva che la potenza ricevuta per RE aumenta per tutti gli slot di downlink.

Figura 3 - Power vs symbol per carrier a trama vuota (no traffico)

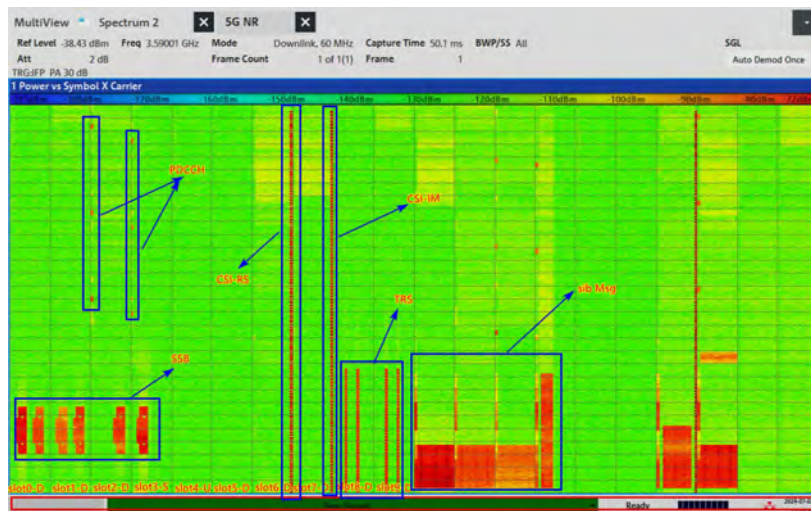
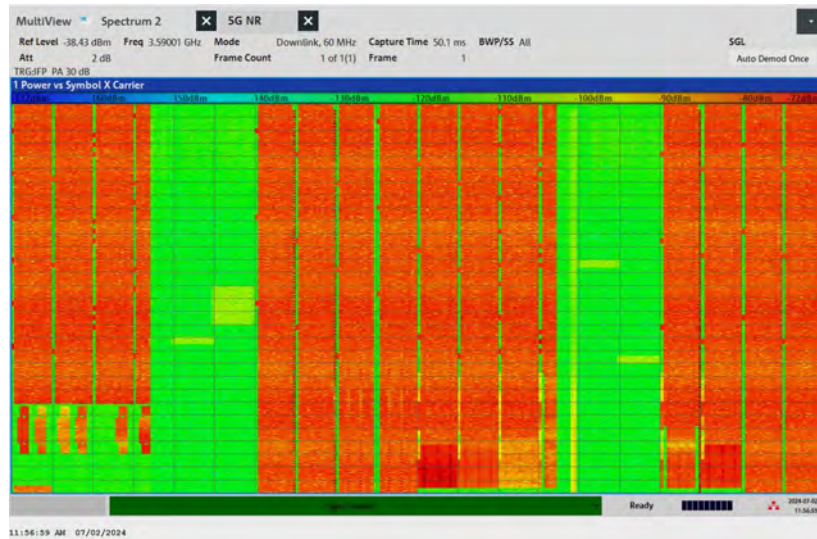


Figura 4 - Power vs symbol per carrier a trama piena (traffico forzato)



Si osserva inoltre che l'SSB0 risulta quello con potenza maggiore, per cui presumibilmente esso rappresenta il fascio di controllo (broadcast) che è diretto verso il punto di misura: questa informazione risulta confermata dalla potenza misurata per RE assegnata ai diversi SSB, come si osserva in Tab.2.

Tabella 2 - Valori misurati per il campo elettrico massimo per RE degli SSB

Analizzatore	SSB0	SSB1	SSB2	SSB3	SSB5	SSB6
portatile 2022	0.019	0.010	0.006	0.007	0.013	0.015
portatile 2024	0.020	0.013	0.007	0.005	0.010	0.018
vettoriale 2024	0.016	0.010	0.007	0.011	0.010	0.016

ESTRAPOLAZIONE ALLA MASSIMA POTENZA

L'estrapolazione dei segnali fino alla tecnologia 4G è stata svolta seguendo le indicazioni e le formule presenti nella Norma CEI 211-7, per il dettaglio delle quali si fa riferimento all'Appendice E della stessa.

L'estrapolazione del segnale 5G per la valutazione della massima esposizione è stata effettuata in base alla procedura ed alla formula (1) indicata al punto F.9.2.1.4 della Norma CEI EN IEC 62232, che per completezza si riporta di seguito.

$$E_{5G} = E_{broadcast} \times \sqrt{F_{BW}} \times \sqrt{F_{PR}} \times \sqrt{F_{TDC}} \times \sqrt{BF^{-1}} \times \sqrt{F_{extbeam}} \left[\frac{V}{m} \right] \quad (1)$$

Nel nostro caso $E_{broadcast}$ è il valore del campo elettrico misurato per Resource Element del più intenso fra i fasci di broadcast (SSB), cioè quello puntato nella direzione più vicina a quella in cui si trova il punto di misura; i fasci broadcast sono trasmessi ad una potenza costante indipendentemente dal traffico che è stata misurata con entrambi gli analizzatori di spettro a disposizione.

Per quanto riguarda F_{BW} , nel nostro caso bisogna considerare il rapporto tra tutta la banda a disposizione dell'operatore (60 MHz di cui vengono utilizzati 58.3 MHz) e la larghezza di banda del $E_{broadcast}$ misurato: poiché quest'ultimo corrisponde ad un singolo RE dell'SSB0, e la sua larghezza di banda è pari a 30 kHz, occorre moltiplicare per la radice quadrata del numero totale di sottoportanti (1944) corrispondenti appunto all'ampiezza della banda utilizzata (58.3 MHz).

Il fattore F_{PR} fornisce una misura della riduzione della potenza che si ottiene da un'analisi di tipo statistico e può essere posto uguale a 1 se già ricompreso nel fattore $F_{extBeam}$.

Il fattore F_{TDC} rappresenta il rapporto tra la porzione di trama dedicata al downlink e quello totale, rende conto perciò del funzionamento in TDD: nel caso in esame è pari a 0.743. Nel caso si voglia verificare il rispetto del valore di attenzione per la permanenza prolungata, al posto di F_{TDC} dovrà essere applicato il fattore Alfa24.

Il boosting factor BF rappresenta il rapporto tra la potenza della sottoportante dei canali di controllo e la potenza di una sottoportante dei canali di traffico, nel caso in esame è pari a 1.

Il fattore $F_{extBeam}$ rappresenta il rapporto tra l'involuppo del fascio di traffico ed il corrispondente di broadcast nella direzione del punto di misura.

I valori di $F_{extBeam}$ ricavati sperimentalmente nel presente studio nei due modi di seguito descritti, sono riportati in Tab.3:

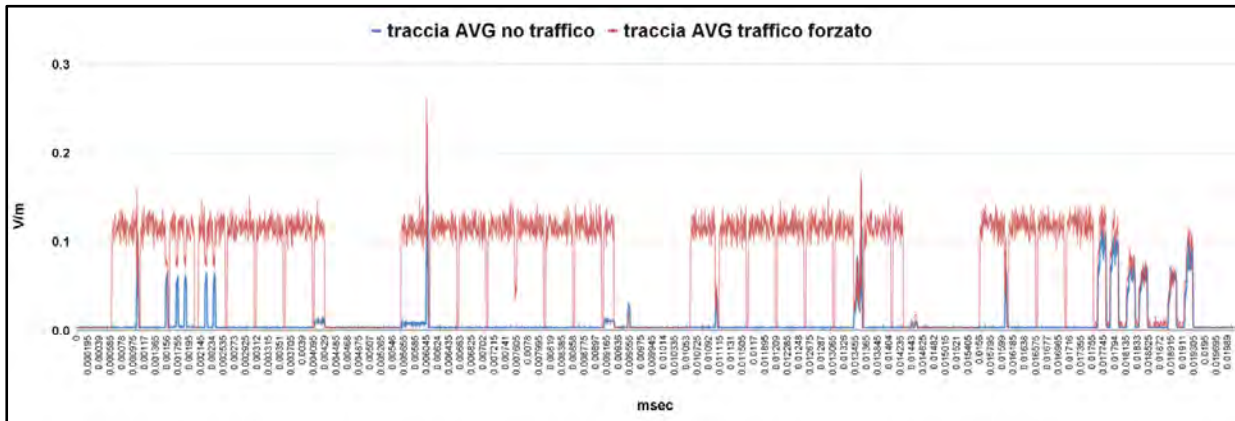
1. utilizzando l'analizzatore portatile, attraverso una misura a span zero durante la forzatura del traffico 5G, centrando la banda passante sulla frequenza centrale degli SSB, con span pari a 8 MHz (vedi Fig. 5): $F_{extBeam}$ è quantificato come la differenza tra il valore massimo (nella traccia Average) del campo elettrico associato al SSB più elevato (SSB0) in assenza di traffico e il valore massimo del campo (sulla traccia Average) misurato sugli slot di traffico nel momento della forzatura dello stesso;
2. utilizzando l'analizzatore vettoriale, attraverso la misura di potenza per RE associata alla decodifica del tipo di canale trasmesso, in grado di distinguere tra gli SSB1, SSB2, ..., SSB6 e i canali di traffico (PDSCH n): $F_{extBeam}$ è quantificato come la differenza tra

il valore massimo della potenza per RE associata al SSB0 e il massimo della potenza per RE associata ai canali PDSCH_n (traffico) nella momento della forzatura dello stesso.

Tabella 3 - Valori di $F_{extBeam}$ ricavati con le due diverse metodologie

Tipo di misura	Strumentazione	dB	volte
1. Span Zero	analizzatore portatile	-12.5	17.9
2. Misure di potenza per RE con decodifica dei canali	analizzatore vettoriale	-12.8	18.9

Figura 5 - Misura a span zero con analizzatore portatile, traccia AVG con e senza forzatura del traffico



Nella metodologia 1) il valore di $E_{broadcast}$ utilizzato è il livello massimo di campo elettrico associato al RE appartenente al SSS del beam di controllo SSB0, misurato con il modulo di decodifica del segnale 5G dell'analizzatore portatile SMR3006 di Narda.

Nella metodologia 2) il valore di $E_{broadcast}$ utilizzato è il livello massimo di potenza associata al RE decodificato come appartenente al beam di controllo SSB0 dall'analizzatore vettoriale FSVA 3007 di R&S.

Per quanto riguarda l'estrapolazione dei valori misurati nel 2022, considerando che le condizioni delle SRB nel sito non sono cambiate dal 2022 (non sono infatti state presentate né valutate riconfigurazioni degli impianti nel periodo intercorso tra le due sessioni di misura) e che la strumentazione è stata collocata nella stessa posizione (perciò il segnale 5G è influenzato dallo stesso ambiente di propagazione), si è ritenuto opportuno utilizzare lo stesso fattore $F_{extBeam}$ ottenuto nella sessione del 2024.

I valori estrapolati per la portante 5G attribuibile alla cella 220 (90°N), che si trova maggiormente in direzione rispetto al punto di misura, sono riportati nella seguente Tab.4.

Tabella 4 - Valori di E estrapolato vs E stimato (alla massima potenza nelle 24 ore)

Anno	Metodo	$E_{broadcast} = E_{RESSB0}$ [V/m]	$F_{extBeam}$	n° sottoportanti	Alfa24	$E_{estrapolato}$ [V/m]	$E_{stimato}$ [V/m]
2022	1	0.019	17.9	1944	0.31	2.0	1.9
2024	1	0.020	17.9			2.1	
2024	2	0.016	18.9			1.7	

Si rileva che i risultati ottenuti con le due metodologie di estrapolazione sono in sostanziale accordo con il valore teorico atteso, gli esiti dell'applicazione della metodologia 1 mostrano una leggera sovrastima, mentre quello con la metodologia 2 una lieve sottostima.

FORZATURA DEL TRAFFICO

Al fine di ottenere il fattore $F_{extBeam}$ è stato forzato il traffico 5G nella direzione del punto di misura. Le tecniche di forzatura utilizzate, attraverso l'uso di un terminale commerciale e di una scheda SIM di W3 comprensiva di traffico 5G, sono state due:

1. 'Okla speed test' sul segnale 5G: da questa applicazione viene indotto uno scaricamento dati massivo da parte del terminale alla velocità massima raggiungibile dal sistema 5G (poco meno di 1 GBytes/s nel punto di misura), di durata circa 15 s, ma solo per una volta; a test successivi permettono una velocità inferiore, fino ad un massimo di circa 300-400 MBytes/s);
2. 'http file transfer': richiesta di caricamento sul terminale di un file di grandezza pari a 10 GBytes da un apposito sito, che induce un caricamento massivo di dati.

RISULTATI DELLE MISURE

MISURE A LARGA BANDA

Di seguito si riportano gli esiti della misura di 6 minuti a larga banda.

Tabella 5 - Risultati della misura di breve periodo a banda larga

Posizione punto di misura	Data e ora di inizio	Campo elettrico RMS traccia AVG [V/m]
Terrazza solarium, h=10.5 m dal suolo	24/10/2022 - ore 11:03	3.2
	02/07/2024 - ore 10:40	2.0

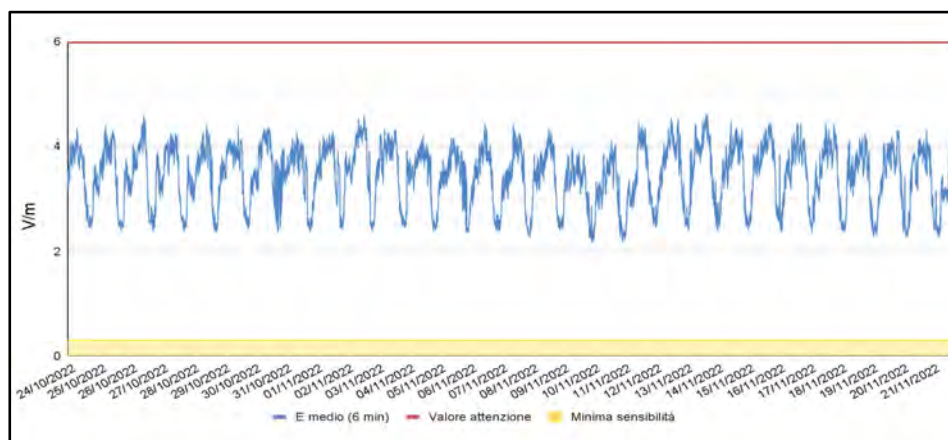
MONITORAGGIO IN CONTINUO

La campagna di monitoraggio in continuo, effettuata nel 2022 e durata 28 giorni, ha evidenziato valori di campo elettrico compresi tra un minimo di 2.2 e un massimo di 4.6 V/m: il valore massimo della media sulle 24 ore è risultato 3.8 V/m.

Essi sono risultati conformi al valore di attenzione allora vigente di 6 V/m e di entità in accordo con i valori misurati a banda larga, considerando l'orario del mattino in cui quest'ultima è stata svolta.

L'andamento giornaliero risulta analogo tutti i giorni della settimana, compresi il sabato e la domenica, e si evidenziano i livelli più elevati nel pomeriggio/sera, conformemente alla richiesta di traffico nell'area di tipo sportivo e residenziale.

Figura 6 - Andamento del campo elettrico (media trascinata su 6 minuti)



MISURE A BANDA STRETTA

Per entrambe le sessioni è stato rilevato livello di campo elettrico associato ai canali di controllo per servizio e per gestore attraverso gli appositi moduli di decodifica dell'analizzatore portatile, da cui è stato calcolato il valore estrapolato alla massima potenza come sopra descritto.

I valori di campo elettrico ottenuti sono riportati nella seguente Tab.6.

I valori estrapolati complessivi mostrano:

- nel 2022 il rispetto del valore di attenzione di 6 V/m: si evidenziava tuttavia che il livello estrapolato alla massima potenza (5 V/m) risultava molto prossimo al limite;
- nel 2024 l'ampio rispetto del 'nuovo' valore di attenzione di 15 V/m; è stato verificato anche il rispetto degli limiti emissivi assentibili (come attualmente individuati dal MIMIT) per ciascun gestore, come evidenziato nella Tab.7.

Tabella 6 - Valore di campo elettrico estrapolato per i vari gestori e servizi

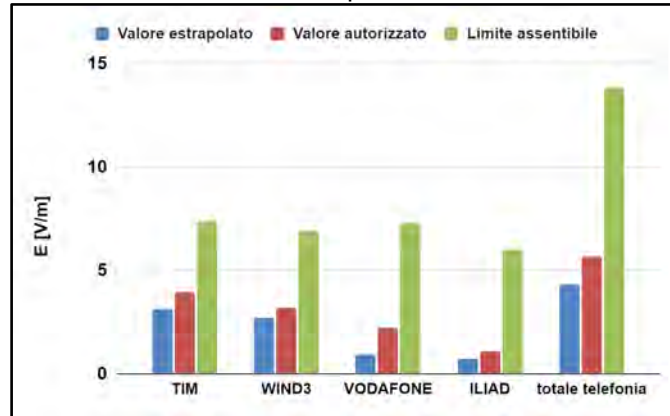
Emittente/ Gestore	Radio	TV	Tim	WindTre	Vodafone	Iliad	Altro	Totale	%
Altro	0.3	0.1					0.6	0.7	1.8%
GSM 900			1.39	0.30	0.79			1.6	10.4%
UMTS 900				1.73		0.15		1.7	11.9%
UMTS 2100				0.51				0.5	1.0%
LTE 700 DSS								0.2	0.2%
LTE 800				0.70	0.71	0.22		1.0	3.9%
LTE 1800			2.84	0.85	0.72	0.53		3.1	37.8%
LTE 2100			0.37	0.76	1.20	0.38		1.5	9.0%
LTE 2600 FDD				0.68	1.13	0.42		1.4	7.5%
LTE 2600 TDD				0.32				0.3	0.4%
5G 3700				2.02				2.0	16.1%
Totale 2022	0.3	0.1	3.2	3.1	2.1	0.8	0.6	5.0	
%	0.4%	0.0%	39.9%	38.6%	17.1%	2.6%	1.4%		100.0%

Emittente/ Gestore	Radio	TV	Tim	WindTre	Vodafone	Iliad	Altro	Totale	%
Altro	0.3	0.1					0.6	0.7	2.4%
GSM 900			1.63	0.70	0.33			1.8	17.0%
UMTS 900				0.50		0.23		0.6	1.6%
UMTS 2100				-				0.0	0.0%
LTE 700 DSS						0.22		0.2	0.3%
LTE 800				0.52	0.21			0.6	1.6%
LTE 1800			2.68	0.83	0.42	0.42		2.9	43.0%
LTE 2100			0.01	0.73	0.72	0.30		1.1	6.0%
LTE 2600 FDD				0.52	-	0.41		0.7	2.3%
LTE 2600 TDD				0.34				0.3	0.6%
5G 3700				2.20				2.2	25.3%
Totale 2024	0.3	0.1	3.1	2.7	0.9	0.7	0.6	4.4	
%	0.5%	0.1%	51.5%	39.0%	4.4%	2.8%	1.9%		100.0%

Tabella 7 - Valore di campo elettrico estrapolato, autorizzato e limiti assentibili per gestore

Gestore	Valore estrapolato	Valore autorizzato	Limite assentibile
TIM	3.1	4.0	7.4
WIND3	2.7	3.2	6.9
VODAFONE	0.9	2.2	7.3
ILIAD	0.7	1.1	6
Totale telefonia	4.3	5.7	-

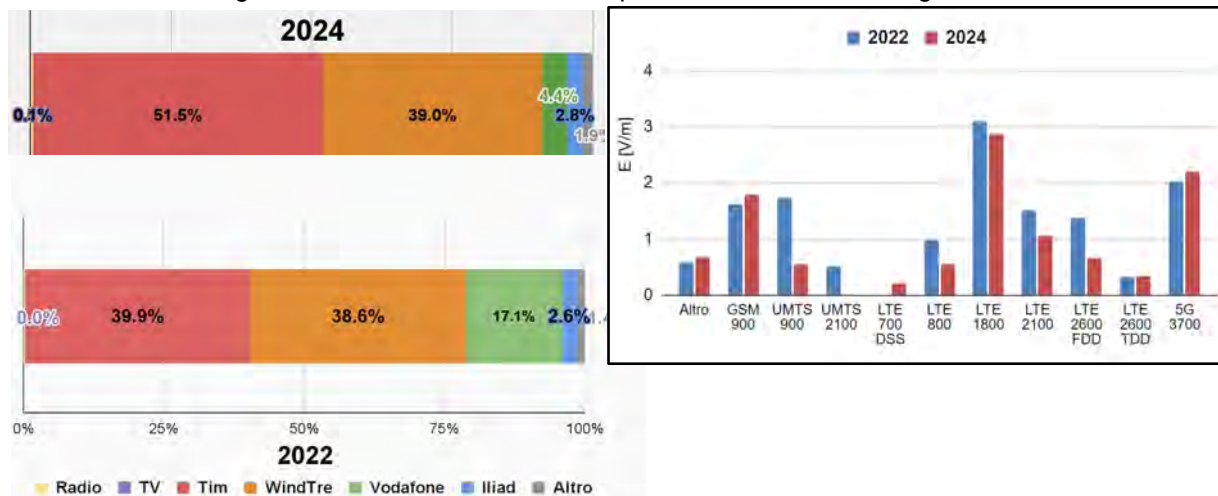
Figura 7 - Confronto tra livelli estrapolati, autorizzati e limiti assentibili



In entrambe le sessioni di misura i contributi più elevati risultano dovuti ai impianti di Tim e di Wind Tre, che sono installati su un palo più vicino al punto di misura rispetto a quello di Vodafone e Iliad; ogni gestore rispetta ampiamente il proprio limite emissivo assentibile e anche il valore di fatto autorizzato in fase di valutazione preventiva. I contributi delle emittenti radio e tv sono trascurabili: ad esse la recente normativa attribuisce un contributo massimo ammissibile di 6 V/m all'interno del valore limite di 15 V/m.

Per quanto riguarda l'impatto delle diverse tecnologie, risultano contribuire maggiormente al valore di campo elettrico i sistemi LTE a 1800 MHz, ma non sono trascurabili anche i contributi del 5G a 3700 MHz e il GSM a 900 MHz, sia nel 2022 che nel 2024.

Figura 8 - Confronto tra i due anni per contributo dei diversi gestori



CONCLUSIONI

L'esperienza di misure svolte da Arpae in un sito reale con presenza del segnale 5G a 3700 MHz attivo ha portato alle seguenti considerazioni e osservazioni:

1. un sito che due anni fa era quasi saturo, con l'innalzamento del valore di attenzione offre ad oggi la possibilità per i gestori di implementare il numero dei sistemi e/o la loro potenza;
2. i limiti emissivi assentibili risultano attualmente ampiamente rispettati: visto il grande margine concesso dall'innalzamento del valore di attenzione, si potrebbe valutare l'opportunità di semplificare le stime preventive in fase di parere tecnico da parte delle Agenzie Ambientali, trascurando i fattori di attenuazione attualmente utilizzati, compreso l' α_{24} ;
3. i contributi dei diversi gestori estrapolati risultano in tutti i casi inferiori ai livelli valutati in fase preventiva alla massima potenza, a causa probabilmente di effetti dovuti all'ambiente di propagazione, ma soprattutto a causa della potenza implementata sui sistemi di trasmissione a volte inferiore rispetto a quella richiesta in fase autorizzativa; alcuni sistemi autorizzati inoltre risultano non attivati, ad esempio la tecnologia UMTS a

2100 MHz di W3 e quella LTE a 2600 MHz di Vodafone risultavano non attive nella sessione del 2024;

4. le misure ripetute nel corso dei due anni hanno permesso di osservare l'evoluzione nell'uso delle tecnologie: è stato verificato che il sistema UMTS è in via di dismissione; si constata inoltre che il sistema LTE a 1800 MHz risulta quello attualmente più utilizzato; si osserva infine che la tecnologia GSM non è ancora 'tramontata' e che il contributo del 5G non è trascurabile;
5. l'estrapolazione del segnale 5G risulta particolarmente complessa per l'uso di strumentazione avanzata e necessità di forzatura del traffico: ripetendo varie volte la decodifica del campo elettrico associato ai RE degli SSB si rileva una certa variabilità nei valori misurati, mentre essendo segnali sempre trasmessi alla medesima potenza ci si aspetterebbe un valore costante: questo determina una certa variabilità anche del valore estrapolato per il contributo 5G, che tuttavia risulta in accordo con quello stimato;
6. anche la successiva elaborazione dei dati richiede una conoscenza approfondita del segnale e una competenza avanzata da parte degli operatori;
7. inoltre le tecniche di forzatura del traffico, in assenza di strumentazione dedicata, richiamano traffico in modo costante solo per periodi molto brevi e questo complica l'esecuzione materiale delle rilevazioni del 5G;
8. nelle condizioni reali in cui è stata fatta l'esperienza, caratterizzata da assenza di ostacoli, poche riflessioni e distanze sorgente-ricettore non troppo grandi, le due tecniche di estrapolazione testate, che prevedono l'uso di due diverse catene di misura, e l'applicazione della formula contenuta nel Norma CEI EN IEC 62232, hanno fornito risultati comparabili tra loro e con il valore stimato in fase autorizzativa.

Sistema LTE TDD MaMIMO: caratterizzazione del comportamento dell'antenna attiva

Andrea Barellini¹, Barbara Bracci¹, Gaetano Licitra², Andrea Pinzauti¹, Francesco Sbrana³,
Alberto Maria Silvi¹

¹ARPAT - Settore Agenti Fisici Area Vasta Costa, via Marradi, 114 Livorno

²ARPAT – Dipartimento provinciale di Pisa, via V.Veneto, 27 Pisa

³ARPAT – Settore Informativo Regionale Ambientale, via V.Veneto, 27 Pisa

am.silvi@arpat.toscana.it

Riassunto

Una delle maggiori innovazioni introdotte con le più recenti tecnologie radiomobili consiste nell'utilizzo delle antenne attive (AAS - Active Antenna Systems) che diversamente dalle antenne passive finora utilizzate permettono di implementare i meccanismi di beamforming e di beam sweeping. Attualmente questa tipologia di antenne non viene utilizzata esclusivamente per la trasmissione dei sistemi 5G NR di ultima generazione ma anche su sistemi 4G LTE TDD. In particolare, nelle configurazioni delle Stazioni viene tipicamente utilizzata la medesima antenna attiva per la trasmissione dei sistemi 5G NR in banda 3600 MHz e LTE TDD in banda 2600 MHz. Tuttavia, diversamente da quanto avviene con il sistema 5G NR, nel sistema LTE TDD le antenne attive sono utilizzate in maniera ibrida. Esse, infatti, mentre in analogia al sistema 5G NR utilizzano il beamforming per la trasmissione dei canali dati dedicati dei singoli utenti, non impiegano il beam sweeping per la trasmissione dei segnali di controllo della cella bensì un fascio statico come avviene con le tradizionali antenne passive. La caratterizzazione del comportamento e dell'emissione dell'antenna attiva durante la trasmissione del segnale LTE TDD può essere effettuata monitorando il segnale ricevuto dalla cella LTE TDD in un punto in prossimità dell'impianto attraverso un analizzatore di spettro in modalità Span Zero e variando la posizione di un terminale mobile utilizzato per la forzatura della trasmissione dati da parte della cella.

INTRODUZIONE

L'introduzione delle antenne attive (AAS) (Nokia, 2013, ITU, 2014, NGMN, 2023) ha costituito una delle principali e radicali innovazioni nell'ambito dei sistemi di trasmissione radiomobile. A differenza delle antenne passive ancora oggi utilizzate per i sistemi legacy, il cui diagramma di radiazione ha forma e direzione costanti nel tempo, le AAS sfruttano l'array di antenne (MaMIMO, Massive Multiple Input, Multiple Output) (Ericsson, 2024) di cui sono costituite e tecniche per l'implementazione dei meccanismi di beamforming e beam sweeping per rendere dinamici forma e direzione dei fasci emessi dall'antenna. Queste caratteristiche sono una prerogativa del più recente sistema di trasmissione 5G NR introdotto negli ultimi anni.

Come noto, sfruttando le proprie capacità di elaborazione, un AAS può irradiare due tipi diversi di fasci, a seconda del loro utilizzo: i fasci di broadcast e i fasci di traffico. I primi sono fasci utilizzati per fornire la copertura della cella servita e sono indipendenti dalla presenza degli utenti e dei terminali mobili (User Equipment, UE). Al contrario, i fasci di traffico sono attivati solo in occasione dell'assegnazione a un UE di un canale di traffico, per fornire il servizio richiesto. Sono pertanto basati sulla presenza e richiesta dell'utente. I fasci di traffico sono caratterizzati da un maggior guadagno rispetto ai fasci di broadcast e, di conseguenza, da una minore larghezza (apertura a -3 dB sul piano orizzontale e verticale) rispetto a questi.

Nella procedura di accesso iniziale da parte dell'UE, il sistema 5G NR utilizza i fasci di broadcast per inviare, in sequenza e con una periodicità tipicamente pari a 20 ms, un Synchronization Signal Block (SSB), in ciascun fascio utilizzando il meccanismo di beam sweeping (sharetechnote_BeamManagement) (fig.1).

L'UE identifica ogni SSB nella serie (*burst*) di SSB trasmessi, seleziona quello migliore e stabilisce la connessione.

Diversamente, quando l'utente richiede un servizio, i dati vengono trasmessi utilizzando uno o più fasci di traffico tra quelli disponibili, individuati attraverso procedure di beam refinement (fig. 2).

Figura 1 – SSB e beamsweeping

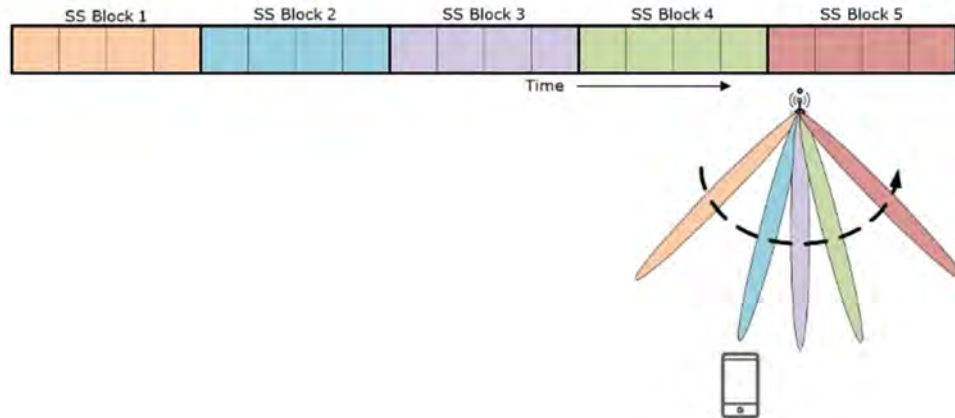
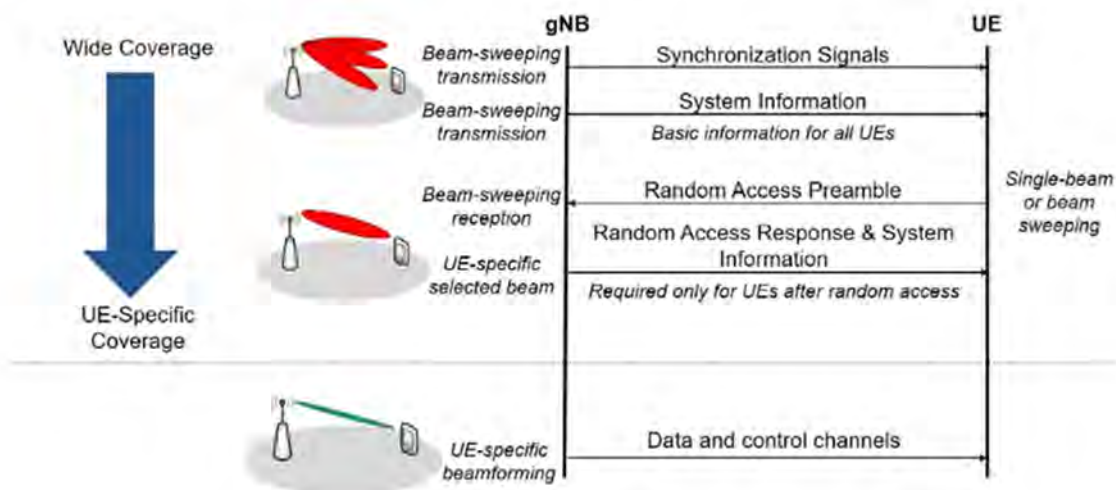


Figura 2 –Meccanismi di accesso alla rete e richiesta di un servizio da parte del terminale mobile



Le antenne attive MaMIMO sono attualmente utilizzate non solo nel sistema 5G NR ma anche nel sistema 4G LTE che trasmette in modalità TDD (Time Division Duplex) nella banda di frequenza a 2600 MHz (banda B38). In particolare, nelle installazioni in cui sono presenti oltre che il sistema LTE TDD 2600 anche il sistema 5G NR 3500 (banda n78), questi condividono tipicamente la stessa antenna attiva.

L'utilizzo delle antenne attive in banda LTE 2600 è già stato oggetto di studi (ISPRA, 2023, Coltellacci, 2023) che hanno evidenziato un comportamento ibrido, ovvero l'impiego di un unico fascio statico per la trasmissione dei segnali di riferimento dello standard LTE, come avviene nei sistemi legacy che utilizzano antenne passive, e, in maniera analoga al sistema 5G NR, canali di traffico su fasci dedicati, utilizzando pienamente le prerogative delle antenne MaMIMO.

Scopo del presente lavoro è quello di confermare quanto finora emerso e di caratterizzare il comportamento dell'antenna attiva in dipendenza della posizione dell'utilizzatore indagando il segnale nel dominio del tempo attraverso la modalità Span Zero dell'analizzatore di spettro.

IL SISTEMA LTE TDD

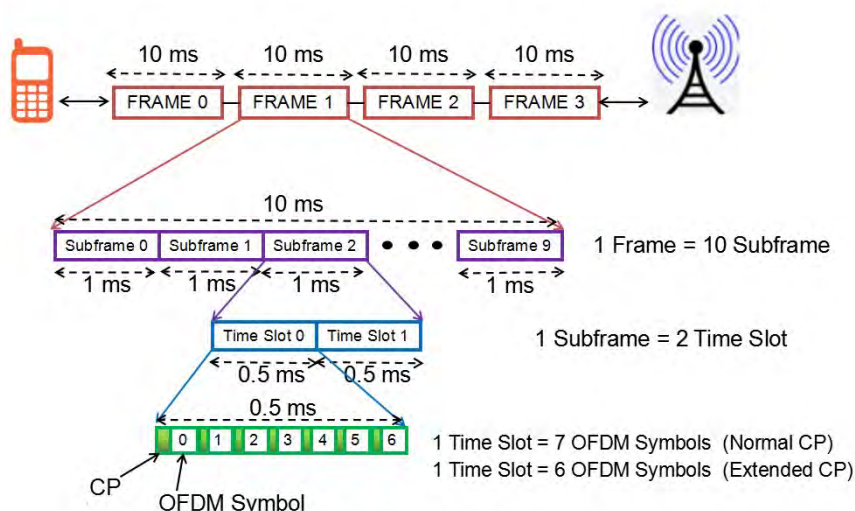
Nei sistemi che trasmettono in modalità TDD (sharetechnote_LTE_TDD), Stazione Radio Base e terminale mobile condividono la stessa banda di frequenza per la trasmissione nelle tratte di Downlink ed Uplink (fig. 3) con l'accesso alla risorsa nelle due direzioni che avviene su base temporale.

Figura 3 – Gestione della risorsa radio nelle modalità di trasmissione FDD (sx) e TDD (dx)



Nel sistema LTE, infatti, le trasmissioni nelle due tratte sono organizzate in frame della durata di 10 ms, all'interno delle quali sono individuati 10 subframe della durata di 1 ms, a sua volta costituiti da 2 Timeslot e 14 simboli (fig. 4) (sharetechnote_FrameStructure).

Figura 4 – Struttura della trama LTE



Nella modalità di trasmissione TDD alcuni dei 10 subframe sono interamente riservati alla trasmissione nella tratta Downlink ed alcuni alla tratta Uplink. Lo standard prevede sette possibili combinazioni (fig.5), alcune delle quali caratterizzate da una periodicità di 5 ms ed altre pari all'intera durata del frame. A seconda della configurazione scelta, uno o due dei subframe che costituiscono il frame sono riservati ai Special subframe che consentono la transizione della trasmissione tra le due tratte.

Figura 5 – Sistema LTE TDD: possibili configurazioni Uplink/Downlink

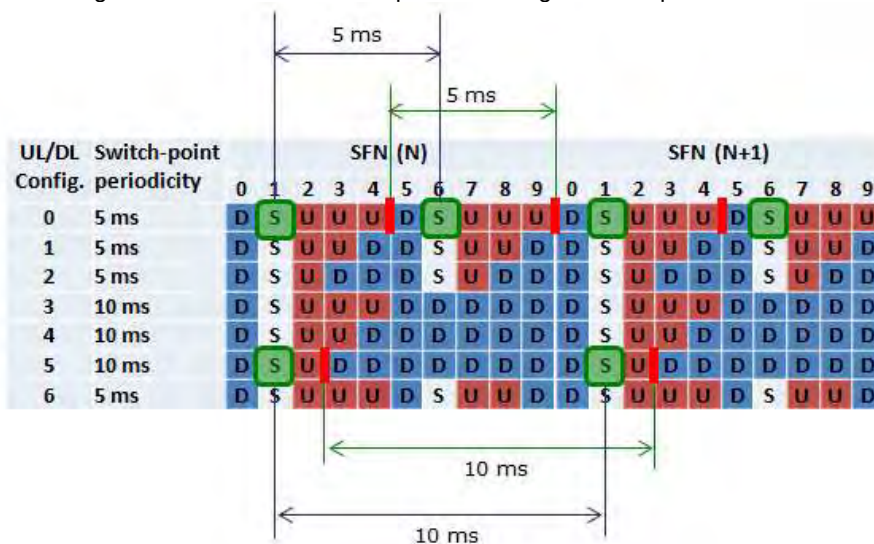
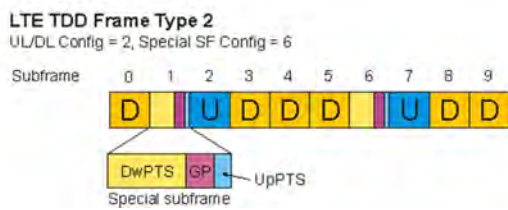


Figura 6 – Special subframe e possibili configurazioni



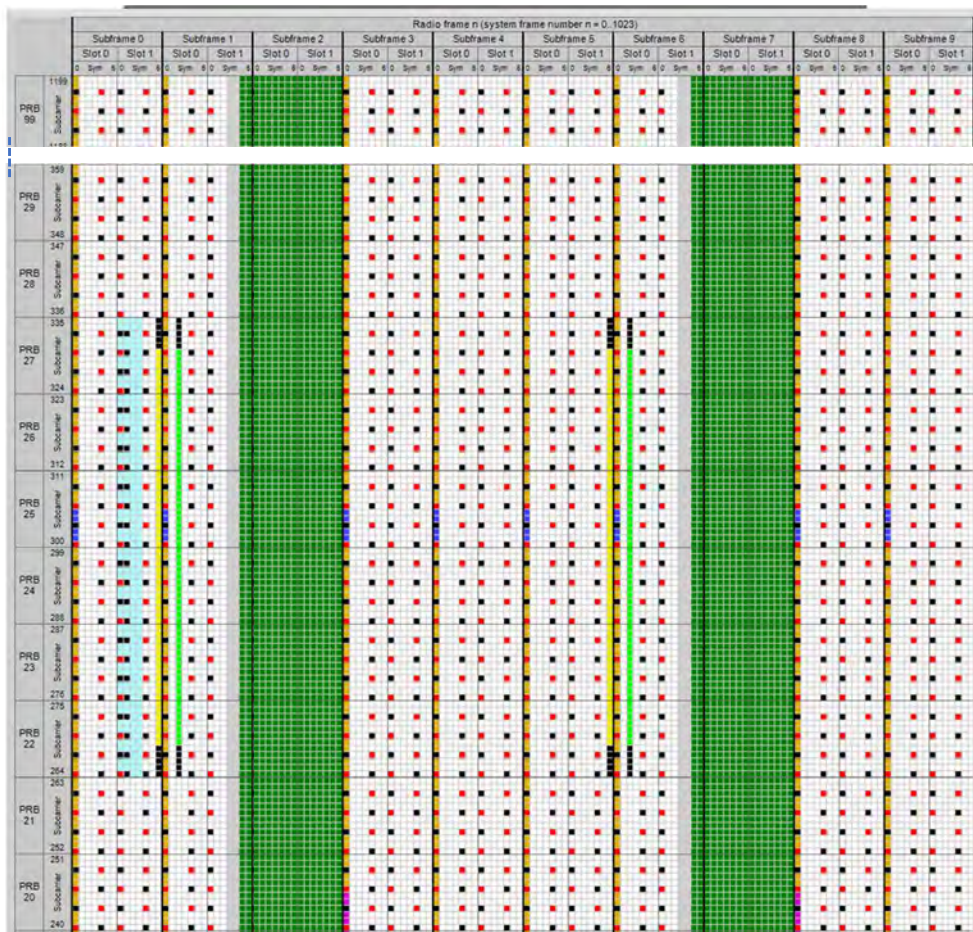
Configuration	3GPP release	Number of OFDM symbols / subframe		
		Dw	GP	Up
0	8	3	10	1
1	8	9	4	1
2	8	10	3	1
3	8	11	2	1
4	8	12	1	1
5	8	3	9	2
6	8	9	3	2
7	8	10	2	2
8	8	11	1	2
9	11	6	6	2

In questi, tra i simboli iniziali riservati al Downlink e quelli finali riservati all'Uplink sono presenti alcuni simboli che hanno la funzione di tempo di guardia nei quali non avviene alcun tipo di trasmissione (per un totale di 14 simboli come previsto dallo standard) (fig.6). Al momento, le Stazioni implementano tipicamente la configurazione (2,7) con frazione del tempo di trama riservato al Downlink pari a 0,743.

Come noto, nel dominio della frequenza, il sistema LTE è costituito da un insieme di sottoportanti spaziate tra loro di 15 kHz il cui numero complessivo dipende dalla larghezza di banda disponibile.

In fig. 7 è riportata una rappresentazione della trama LTE TDD con configurazione (2,7) (www.sqimway.com) in cui sono individuabili i due subframe riservati alla tratta Uplink (in verde) e i due Special subframe che contengono i simboli che costituiscono il tempo di guardia (in grigio) e quelli dedicata alla tratta Uplink (in verde). I rimanenti subframe e simboli sono riservati alla tratta Downlink all'interno dei quali sono collocati i segnali e i canali di controllo previsti dallo standard (PSS, SSS, PBCH, RS etc..) ([sharetechnote_Handbook_LTE](#)).

Figura 7 – Rappresentazione della trama LTE TDD in configurazione (2,7)



MATERIALI E METODI

L'indagine è stata effettuata presso installazioni situate nella città di Pisa. Negli impianti della città, l'operatore licenziatario della banda B38, utilizza un'antenna attiva ZTE mod. A9622 sia per la trasmissione del segnale LTE TDD che per il segnale 5G NR in banda n78. Per l'indagine, il segnale LTE TDD è stato monitorato nel tempo per mezzo di una catena strumentale in banda stretta costituita da un analizzatore Rodhe&Schwarz mod. FSH8 utilizzato in modalità Span Zero e collegato ad un'antenna biconica Seibersdorf mod. PCD8250. In modalità Span Zero l'analizzatore dispone di ampiezze del filtro RBW fino a 20 MHz, valore pari alla larghezza di banda del segnale LTE sotto indagine. Utilizzando e posizionando il centro banda del filtro RBW pari a 20 MHz alla frequenza di centro banda del segnale LTE è pertanto possibile monitorare nel tempo la potenza ricevuta dovuta a tutta la banda del segnale.

In figura 8 è riportata una foto aerea dell'area oggetto dello studio. L'impianto è installato su un traliccio situato all'interno di un parcheggio.

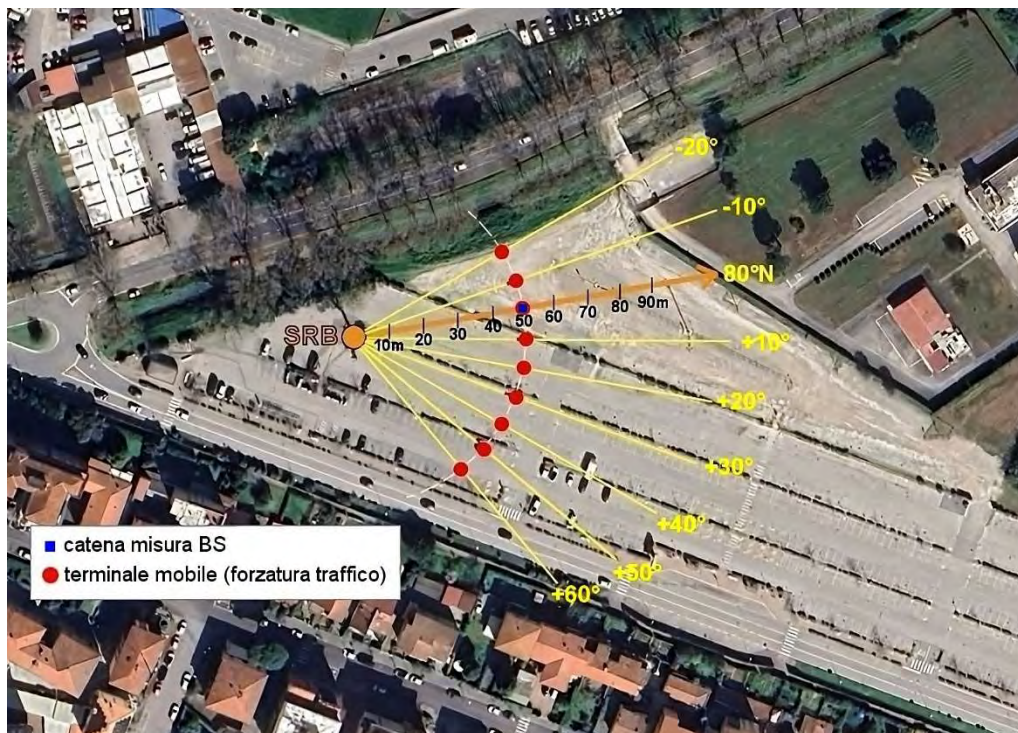
Figura 8 – Foto aerea dell'area oggetto di studio con la posizione del sistema di misura e del terminale di forzatura lungo la direzione di puntamento della cella



Per studiare il comportamento dell'antenna, il segnale LTE ricevuto è stato monitorato in una postazione fissa posta a 50 m dalla base del traliccio lungo la direzione di puntamento di uno dei settori della Stazione (80°N), facendo variare la posizione di un terminale mobile utilizzato per la forzatura del traffico della cella. La forzatura è stata resa possibile per mezzo di un terminale dotato di sistema operativo Android con abilitate le funzioni di amministratore (root) e l'utilizzo dell'app gratuita Network Signal Guru, scaricabile dalla repository ufficiale Android. L'abilitazione delle funzioni di amministratore permette di abilitare, all'interno dell'app, un menu dal quale è possibile forzare il terminale (e di conseguenza la Stazione) ad utilizzare una determinata banda (B38 in questo caso) per la trasmissione dei dati. Una volta selezionata la banda di utilizzo, la forzatura del traffico viene effettuata tramite siti per la misura della velocità di download dei dati (speed test) che possono anche consentire di definire la dimensione del pacchetto dati allo scopo di garantire maggiore durata e stabilità nel download dei dati.

Ferma restando, come detto, la collocazione della postazione di misura, la posizione del terminale mobile è stata dapprima posta a distanze variabili (da 10 m a 90 m con passo 10 m) lungo la direzione di puntamento della cella (fig. 8) e, successivamente, a diverse angolazioni rispetto alla direzione di puntamento della cella (da -20° a +60°) mantenendo sempre il terminale alla distanza di 50 m dalla base del traliccio (fig. 9).

Figura 9 – Posizione del sistema di misura e del terminale di forzatura a diversi angoli rispetto alla direzione di puntamento della cella



Le acquisizioni sono state effettuate utilizzando il trigger periodico in dotazione all'analizzatore, con un tempo di sweep di 10 o 20 ms (quindi pari ad 1 o 2 tempi di trama), utilizzando il detector RMS ed acquisendo contemporaneamente la traccia istantanea e quella ottenibile con operazione di MAX HOLD che aggiorna, pixel per pixel, il valore della traccia sullo schermo con il massimo misurato nelle tracce acquisite.

RISULTATI

In fig.10 è mostrato un esempio di acquisizione in assenza di forzatura del traffico (sweep pari a 20 ms). Sulla traccia arancione inferiore (istantanea) la cella risulta scarica e si possono individuare i simboli in cui vengono trasmessi i soli Reference Signal (RS). In queste condizioni, di assenza di traffico, si può prevedere pertanto che nei simboli in cui avviene la trasmissione dei RS, solamente 2 sottoportanti delle 12 di cui è costituito ciascun Resource Block siano occupate. Nel caso di utilizzo di un'antenna passiva tradizionale e quindi del medesimo fascio per la trasmissione dei segnali di controllo che dei canali di traffico, la potenza ricevuta risulterà pertanto inferiore di $10 \cdot \log(2/12) = -7.8$ dB rispetto alla condizione di trama interamente riempita e di tutte le sottoportanti occupate. La traccia superiore (gialla) rappresenta il risultato dell'operazione di Max Hold eseguita dall'analizzatore che, con ogni probabilità, corrisponde nei valori massimi alla condizione di trama piena. Come si può notare la differenza tra i valori misurati in presenza dei soli RS e quelli massimi è prossima al valore atteso di -7.8 dB. Quella descritta in fig. 10 rappresenta pertanto una tipica trasmissione con utilizzo di antenna passiva.

In fig. 11 è invece mostrata l'acquisizione ottenuta in presenza di forzatura di traffico con il terminale mobile in prossimità della catena di misura (sweep pari a 20 ms). Dalla figura risulta evidente come la potenza massima ricevuta sia di gran lunga superiore a quella ricevuta nel caso precedente (oltre 15 dB). Ciò fa pertanto presupporre l'attivazione di uno specifico fascio di traffico, di guadagno maggiore, diretto verso il terminale mobile. In figura si nota altresì la ricezione del segnale inviato in uplink dal terminale mobile durante i subframe/simboli ad esso dedicati.

Figura 10 – Esempio di acquisizione in assenza di forzatura

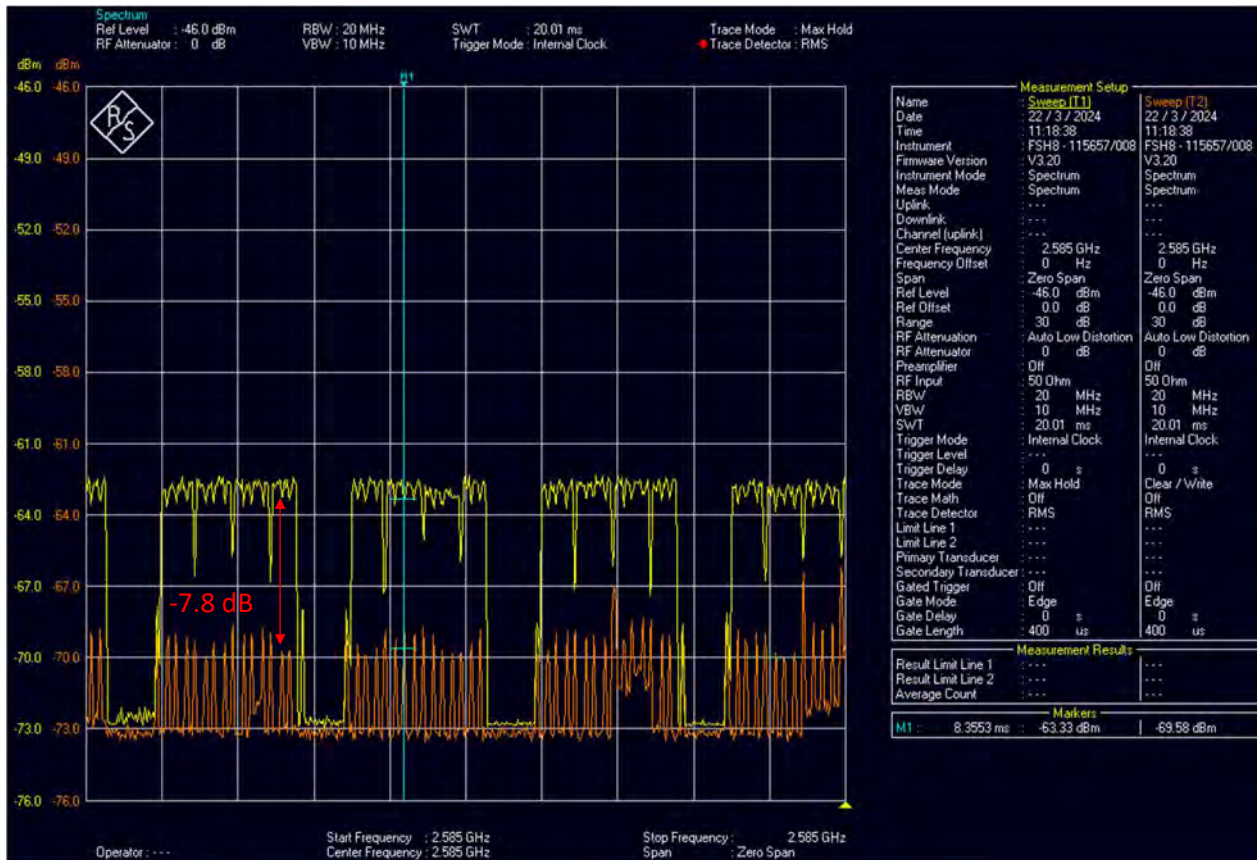
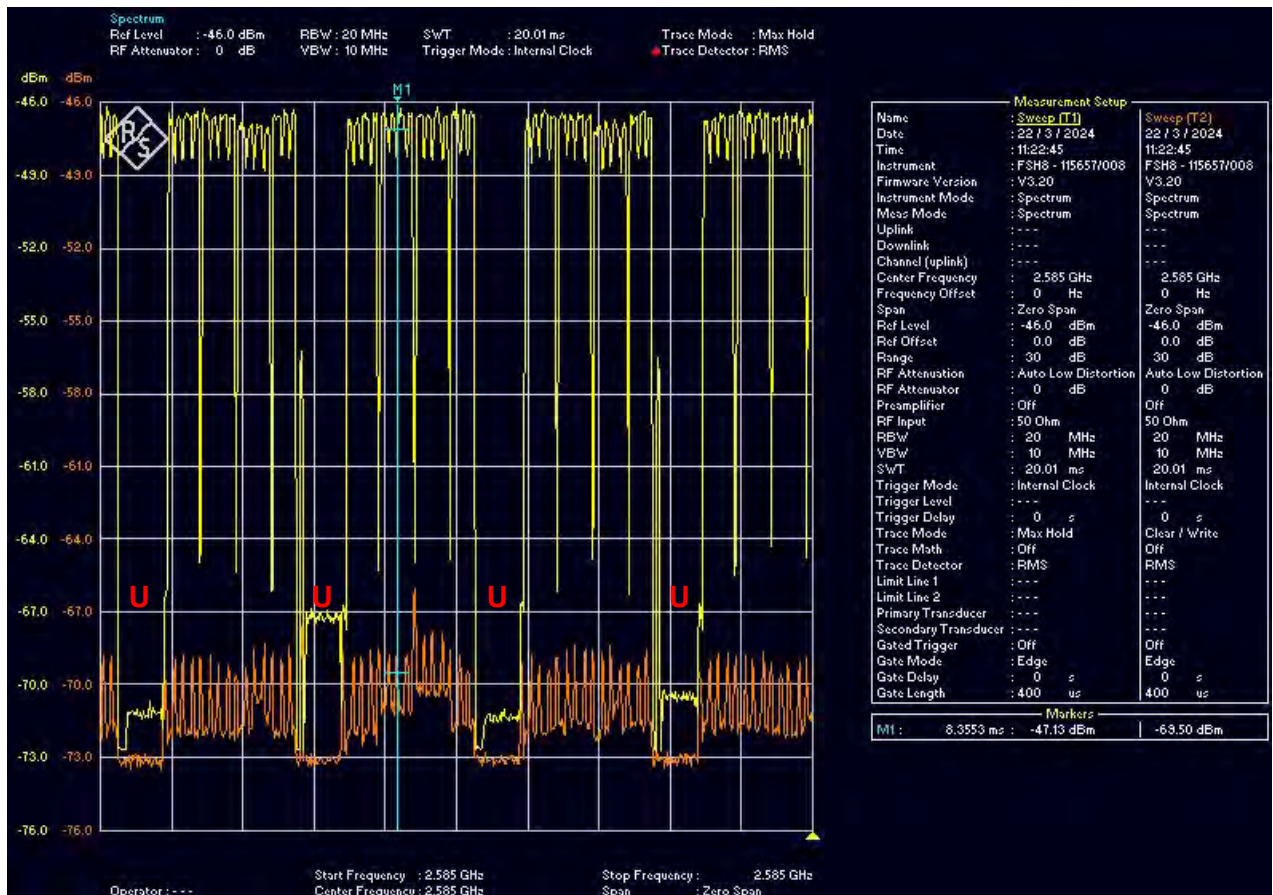


Figura 11 – Acquisizione con terminale di forzatura in prossimità della catena di misura (d=50 m)



In fig. 12 è riportato quanto ottenuto con il terminale mobile posto ad una distanza di 10 m da base traliccio lungo la direzione di puntamento della cella. In queste condizioni il massimo valore misurato in condizioni di trama piena risulta anch'esso superiore a quello di fig.10 (antenna passiva) anche se inferiore a quanto registrato con il terminale mobile in prossimità della catena di misura (fig.11). I diversi valori riscontrati nei due casi (terminale in prossimità del sistema di misura e del traliccio) possono essere giustificati con l'attivazione di due distinti fasci di traffico caratterizzati da differenti valori di guadagno nella direzione del sistema di misura.

Figura 12 – Acquisizione con terminale di forzatura a 10 m da base traliccio

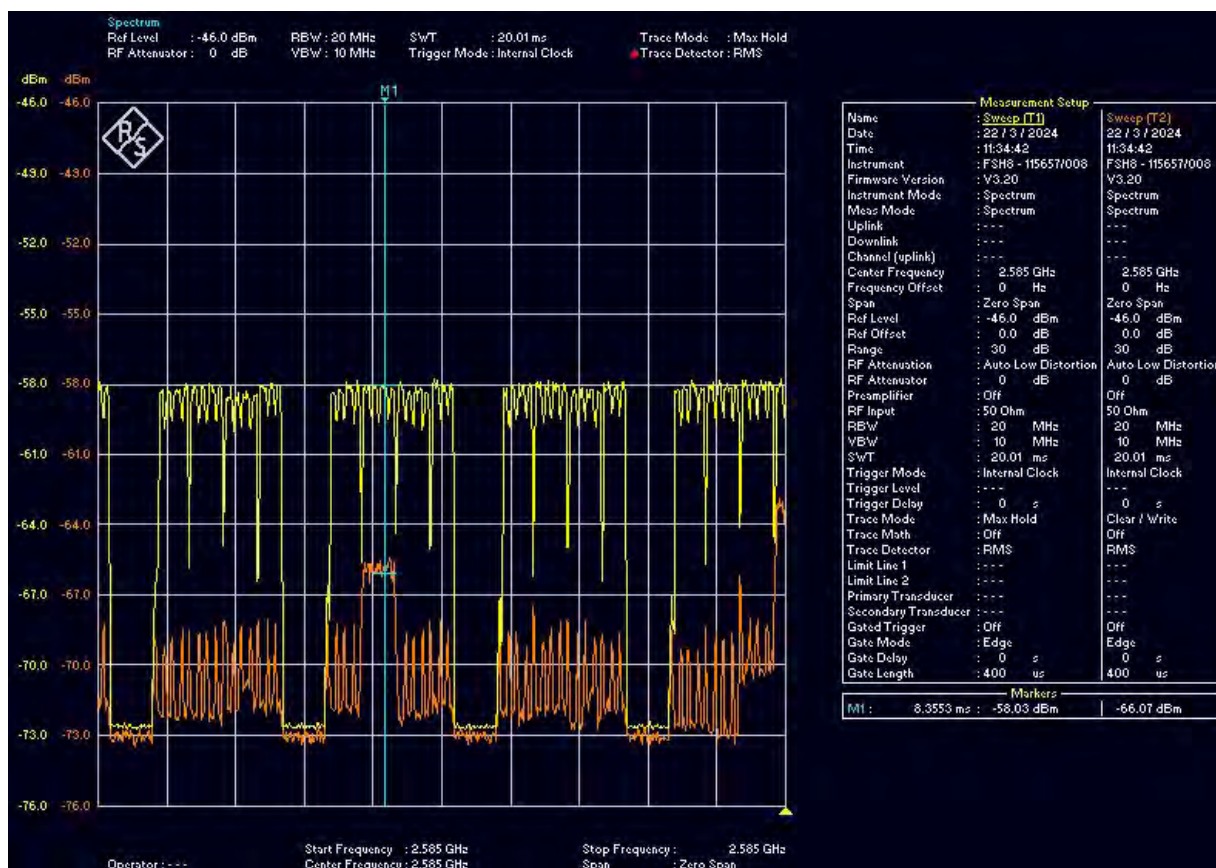
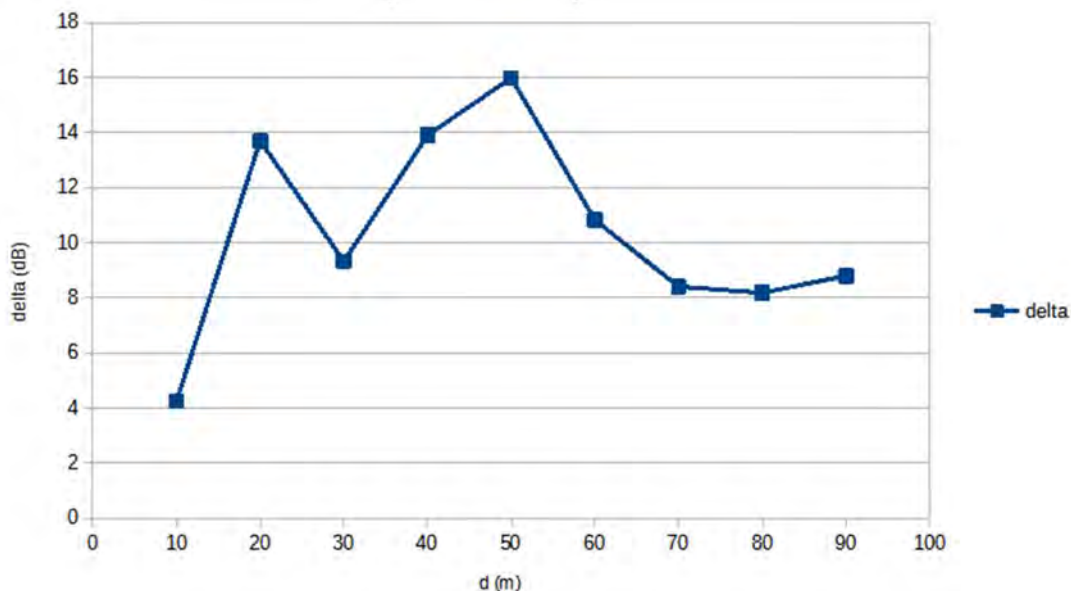
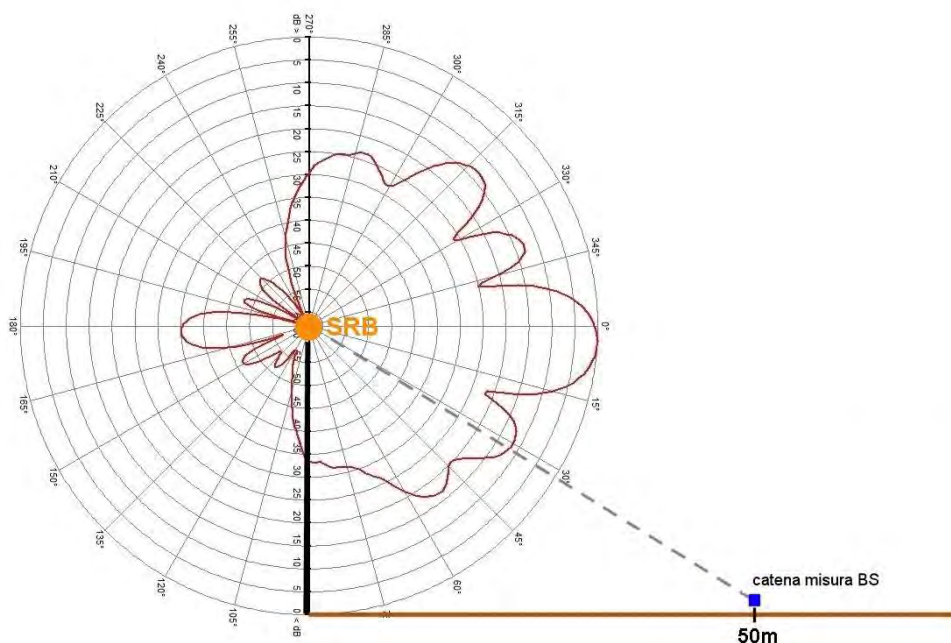


Figura 13 – Andamento della differenza di potenza ricevuta in dipendenza dalla posizione del terminale di forzatura lungo la direzione di puntamento della cella



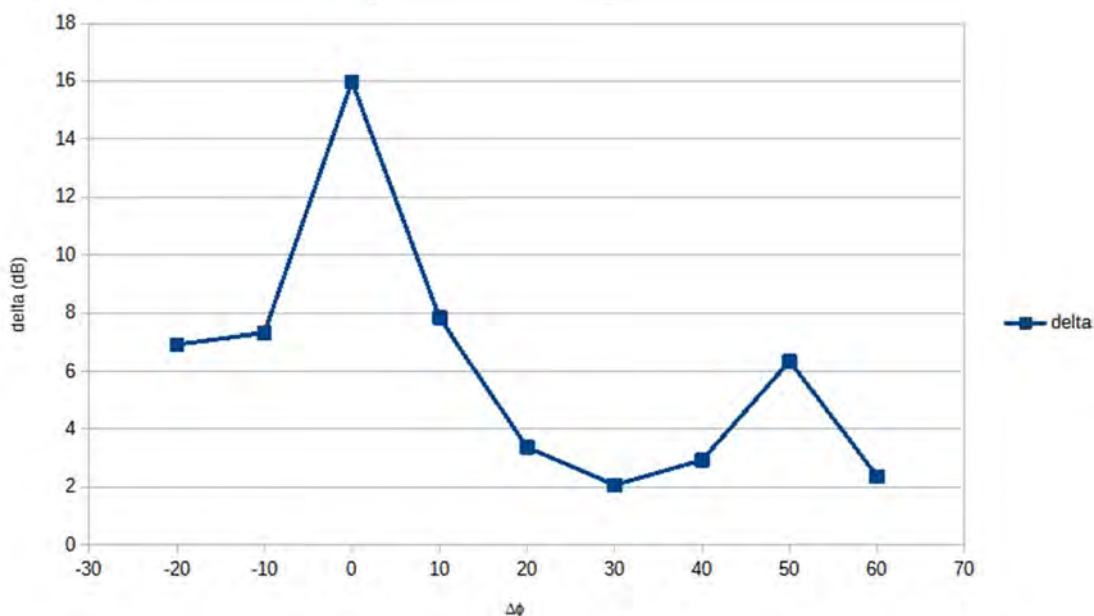
La fig. 13 riporta l'andamento della differenza (delta) in dB tra il livello di potenza misurato con forzatura del traffico e quello ottenuto in assenza di forzatura (trasmissione del fascio di broadcast) nel punto di misura in dipendenza della posizione del terminale lungo la direzione di puntamento della cella (si veda fig. 8). Tale differenza è legata al diverso guadagno, nella direzione del punto di misura, del fascio che si attiva nel momento della forzatura del traffico rispetto a quello di broadcast. In fig. 14 è schematizzata la posizione del punto di misura in relazione al diagramma verticale di inviluppo dell'antenna ZTE A9622. L'andamento di figura 13 è con ogni probabilità determinato dai diversi fasci (compresi nel diagramma di inviluppo) che si attivano al variare della posizione del terminale.

Figura 14 – Diagramma verticale di inviluppo dell'antenna ZTE A9622 e posizione della postazione di misura



In fig. 15 è infine riportato l'andamento della differenza *delta*, ottenuta nel punto di misura, facendo variare l'angolo della posizione del terminale di forzatura rispetto alla direzione di puntamento della cella (si veda fig. 9).

Figura 15 – Andamento della differenza di potenza ricevuta in dipendenza del diverso angolo del terminale di forzatura rispetto alla direzione di puntamento della cella



CONCLUSIONI

Il metodo descritto nel presente lavoro ha permesso di caratterizzare il comportamento di un'antenna attiva utilizzata per la trasmissione del segnale LTE TDD in banda 2600 MHz monitorando la potenza ricevuta in un punto prefissato per mezzo di un analizzatore di spettro utilizzato in modalità Span Zero e terminale mobile per la forzatura del traffico. Le misure hanno confermato il comportamento ibrido dell'antenna che utilizza un solo fascio di broadcast per la trasmissione dei segnali di controllo del sistema LTE e specifici fasci di traffico attivabili quando un terminale mobile richiede il servizio e in dipendenza della posizione di questo. Tale comportamento si manifesta con differenti valori di potenza ricevuta nel punto di misura in relazione alla posizione del terminale di forzatura del traffico. La differenza tra la potenza misurata in condizioni di trama piena nel caso di utilizzo di fasci dedicati (antenna attiva) rispetto a quella determinata dal fascio di broadcast (antenna passiva) raggiunge valori superiori a 15 dB e dipende dal fascio selezionato ed attivato dalla Stazione. La conoscenza dell'algoritmo di scelta da parte della Stazione potrebbe consentire di validare i dati ottenuti.

Bibliografia

Coltellacci et al. *LTE TDD mMIMO: analisi dei segnali per la verifica di conformità della procedura di misura contenuta nella norma CEI 211-7/E* – Atti del Convegno Nazionale AIRP – Cagliari, 27-29 settembre 2023

Ericsson *Massive MIMO Handbook – 3a edizione*, 2024

https://www.sharetechnote.com/html/5G/5G_Phy_BeamManagement.html

https://www.sharetechnote.com/html/FrameStructure_DL.html#Overview

https://www.sharetechnote.com/html/Handbook_LTE.html

https://www.sharetechnote.com/html/LTE_TDD_Overview.html

https://www.sqimway.com/lte_resource_grid.html

NGMN *Recommendation on Base Station Active Antenna System Standards v.3.0*, www.ngmn.org, 2023

Nokia Solutions and Network *Active Antenna Systems: A step-change in base station site performance*, 2013

Report ISPRA/SNPA *Progetto ricerca CEM - Campi elettromagnetici e salute: studi di valutazione dell'esposizione e approfondimento sui possibili rischi delle esposizioni a lungo termine a basse e alte frequenze - Attività C - Sviluppo tecnologico e suoi effetti sull'esposizione: i sistemi 5G: Campagne di misura svolte su impianti di telefonia mobile dotati di tecnologia "LTE-TDD mMIMO" della Società Wind Tre S.p.A.*, 2023

Report ITU-R M.2334-0 *Passive and active antenna systems for base stations of IMT systems*, 2014

Metodologia per il calcolo dell'esposizione della popolazione al campo elettrico prodotto dagli impianti di telefonia mobile attivi in Veneto

Licia Canal¹, Alexandru Timis¹, Sabrina Poli¹, Flavio Trotti¹, Raffaella Ugolini¹

¹ARPAV, Agenzia Regionale per la Prevenzione e Protezione Ambientale del Veneto,

Via Ospedale Civile, 24, 35121 Padova

licia.canal@arpa.veneto.it

Riassunto

Arpav ha sviluppato una metodologia che permette di calcolare l'esposizione della popolazione al campo elettrico prodotto dalle Stazioni Radio Base (SRB) attive presenti nei comuni capoluogo del Veneto.

Tale metodologia ha permesso di sviluppare un indicatore che rappresenta la distribuzione della popolazione in funzione del valore di campo elettrico; lo studio è stato effettuato nel 2024 e i risultati sono stati confrontati con quelli ottenuti negli anni passati 2009, 2015 e 2020 consentendo di valutare la variazione dell'esposizione.

La procedura di elaborazione dell'indicatore è stata svolta avvalendosi dell'applicativo NirGis, un software sviluppato da Arpav per effettuare le valutazioni modellistiche necessarie alle verifiche dei livelli di campo elettrico prodotto dalle sorgenti.

Per ogni sezione di censimento Istat 2021 è stato calcolato il campo elettrico medio in corrispondenza del centroide degli edifici all'altezza di 5 metri dal suolo; tale altezza è stata individuata come rappresentativa del primo piano, il più popolato nel Veneto, sulla base dei dati Istat del 2011.

Il campo elettrico medio è stato associato all'intera popolazione residente all'interno della sezione di censimento permettendo iterativamente di costruire la distribuzione di frequenza dell'intera popolazione comunale rispetto all'intensità del campo elettrico.

Sono stati poi derivati i parametri statistici più rappresentativi del campo elettrico (media aritmetica, mediana, 95° percentile).

Dal confronto emerge un aumento dell'esposizione con il passare degli anni dovuto a molteplici fattori tra cui l'introduzione di diverse tecnologie di telecomunicazioni e il conseguente aumento del numero degli impianti installati e della potenza dei singoli impianti. È stato evidenziato un generale incremento dei parametri statistici significativi, con un aumento medio per tutti i capoluoghi, tra 2020 e 2024 di circa 1 V/m per le mediane e per il 95° percentile. La mediana del campo elettrico più elevata si registra attualmente nel comune capoluogo di Treviso ed è pari a 3.5 V/m, mentre la minima mediana si riscontra nel comune capoluogo di Belluno ed è pari a 2.1 V/m.

È stata inoltre calcolata la potenza totale degli impianti attivi dei vari comuni capoluogo per gli anni oggetto di indagine, rilevando anche in questo caso un generale incremento sempre riconducibile alla crescita del traffico, all'introduzione di nuovi servizi e al conseguente aumento del numero degli impianti. Si è riscontrato infine esistere una relazione funzionale approssimativamente quadratica tra il campo elettrico medio di ogni comune e la potenza totale degli impianti per tutti gli anni considerati.

INTRODUZIONE

Il presente lavoro fornisce una descrizione delle attività svolte ai fini del calcolo dell'esposizione della popolazione al campo elettrico prodotto dalle Stazioni Radio Base (SRB) presenti sul territorio. Tale calcolo è stato eseguito per ogni comune capoluogo di provincia del Veneto.

Uno studio analogo era stato effettuato anche negli anni 2009 (Trotti, 2010), 2015 (Poli, 2015) e 2020 (ARPAV, 2020). L'attuale calcolo dell'indicatore permette da un lato di aggiornare il dato relativo alla distribuzione di frequenza della popolazione rispetto ai valori del campo elettrico e dall'altro, la valutazione della variazione dell'esposizione al campo elettrico nel tempo, alla luce anche delle diverse tecnologie di telecomunicazioni introdotte con il passare degli anni.

DESCRIZIONE

La procedura di elaborazione dell'indicatore si è articolata in 3 fasi:

- studio dell'edificato di ogni capoluogo;
- selezione degli impianti di interesse;
- calcolo dell'esposizione della popolazione.

L'edificato utilizzato per eseguire questo studio proviene da diverse fonti:

- nel caso dei comuni di Venezia, Vicenza, Rovigo e Belluno: sono stati utilizzati gli edifici del database di Arpa Veneto; si tratta degli edifici provenienti dalla Carta Tecnica Regionale aggiornati, dove possibile, con gli shapefile forniti dai gestori degli impianti di telecomunicazione all'interno del procedimento autorizzativo previsto dal D.Lgs. 259/03.
- nel caso dei comuni di Padova e Verona l'edificato impiegato è quello fornito dai comuni per l'elaborazione delle mappature acustiche ai sensi del D.Lgs. 194/05 (del 2017 per Padova e Verona);
- per il comune di Treviso, il file degli edifici è stato fornito dall'Ufficio S.I.T. (Sistema Informativo Territoriale) del comune;

L'analisi è iniziata considerando la destinazione d'uso di ogni edificio; sono state eliminate tettoie, baracche, ruderi, campanili, garage e mantenuti esclusivamente gli edifici civili, commerciali, lavorativi e industriali. Tale scelta è giustificata dal fatto che si vuole valutare l'esposizione della popolazione in edifici dove è possibile la permanenza prolungata nel tempo, riferendosi con questa espressione ad una permanenza maggiore di 4 ore al giorno (DPCM 08.07.03 e L. 221/2012 e decreti attuativi). Qualora mancante, la destinazione d'uso è stata ricavata utilizzando 'Google Street View'.

Successivamente è stato controllato il piede degli edifici per verificarne la coerenza con il territorio del capoluogo preso in considerazione tramite confronto con le curve di isolivello della carta tecnica regionale.

Una terza verifica è stata eseguita sulle altezze; in presenza di errori o dati mancanti si è usato 'Google Street View' per rilevare il numero di piani e si è assunto che un piano avesse un'altezza compresa tra i 2.7 e i 3 metri.

Infine, nell'ultimo controllo si è accertato che la quota della gronda degli edifici corrispondesse alla somma tra la quota del piede e l'altezza.

Nella seconda fase si è focalizzata l'attenzione sugli impianti effettuando un lavoro puntuale di selezione. Sono state considerate le SRB attive¹ (aggiornamento aprile 2024) presenti nel rispettivo territorio comunale e nel raggio di 500 metri fuori dai confini comunali poiché anche il loro contributo può risultare significativo ai fini del calcolo dell'esposizione.

Nella tabella seguente si mostra il numero di SRB attive nei capoluoghi e nel raggio di 500 metri oltre i rispettivi confini territoriali.

Tabella 1 – Numero di Stazioni Radio Base attive in ognuno dei 7 comuni capoluogo del Veneto (aggiornamento 04/2024). Fonte: Database impianti di telecomunicazioni ARPAV

Capoluogo	Numero SRB
Belluno	78
Padova	490
Rovigo	128
Treviso	200
Venezia	508
Verona	508
Vicenza	292

Completate le due fasi preliminari, è stato possibile procedere con il calcolo dell'indicatore utilizzando una funzionalità dedicata all'interno del sistema informatico ArpavNir (Poli, 2017; Cestaro, 2019) sviluppato dal personale di Arpa Veneto.

ArpavNir è formato dagli applicativi NirWeb, NirGis2 (Trotti, 2020) e dal database georeferenziato e centralizzato degli impianti DBNir. Tale database raccoglie le caratteristiche anagrafiche e radioelettriche degli impianti presenti sul territorio regionale. L'applicativo NirWeb permette ai gestori degli impianti l'accesso diretto al database e lo svolgimento delle procedure relative agli obblighi previsti dalla normativa per l'installazione/modifica degli impianti di telecomunicazione quali ad esempio: l'inserimento o l'attivazione di nuovi impianti, la riconfigurazione o l'annullamento di impianti esistenti. Lo stesso applicativo consente agli

¹ Soggette a comunicazione di attivazione all'organo di controllo come previsto dalla L.R. 29/93, in seguito modificata dalla L.R. 15/18.

enti autorizzati (comuni, province e regione) la consultazione delle informazioni degli impianti presenti nei territori di loro competenza. L'applicativo NirGis2 è lo strumento di calcolo sviluppato per permettere ad Arpav il controllo degli impianti di telecomunicazione in essere, le valutazioni modellistiche preventive del campo elettrico emesso dagli impianti eseguite nell'ambito del procedimento autorizzativo e la pianificazione delle misure.

In NirGis2 è stata sviluppata una funzionalità che in modo automatico consente di effettuare il calcolo dell'indicatore di esposizione della popolazione al campo elettrico prodotto dalle SRB in condizioni di campo lontano e spazio libero. Lo strumento consente di selezionare gli impianti di interesse e di effettuare il calcolo in una determinata area, restituendo due valori di campo elettrico:

- per ogni singolo edificio. Il valore viene calcolato nelle coordinate x,y del centroide relativo al singolo edificio e ad una determinata altezza rispetto al piede dell'edificio;
- per sezione di censimento. Questo valore è ottenuto come media dei valori di campo elettrico relativi agli edifici compresi all'interno della sezione stessa.

Nel presente studio tutta la popolazione è stata considerata come residente a 5 metri sopra il livello suolo. Questa scelta è motivata in base alle seguenti constatazioni:

- in seguito ad uno studio dell'edificato dei 7 comuni capoluogo, avvalendosi dei dati Istat 2011, il primo piano era risultato il più popolato. La quota di 5 metri deriva dall'altezza tipica di un piano di un'abitazione, pari a 3 metri, alla quale sono stati sommati 2 metri per considerare tutta la lunghezza del corpo umano;
- lo studio eseguito nel 2016 per il comune di Verona con la presente metodologia (Poli, 2016) ha dimostrato che i risultati dell'indicatore di esposizione ottenuti ripartendo la popolazione su tutti i piani di residenza sono del tutto analoghi a quelli ottenuti considerando l'intera popolazione residente all'altezza di 5 metri.

Per quanto concerne le sezioni di censimento, sono state utilizzate quelle relative al 2021 (<https://www.istat.it/it/archivio/280254>). Per le sezioni è disponibile solo il dato sulla popolazione complessiva residente (ISTAT, 2021).

RISULTATI

Prima di illustrare i risultati, si ritiene opportuno descrivere brevemente come è stata svolta l'analisi. Per una descrizione completa della metodologia si rimanda alle precedenti pubblicazioni (Poli, 2015; Poli, 2016).

Per ogni comune capoluogo:

- viene calcolato il valore di campo elettrico per singolo edificio;
- in ogni sezione di censimento viene calcolata la media dei valori di campo elettrico, tale valore viene attribuito a tutta la popolazione residente nella sezione;
- viene costruita la distribuzione di frequenza della popolazione in funzione dei livelli di campo elettrico prodotto dalle SRB cui è esposta. La rappresentazione della distribuzione di frequenza della popolazione è stata fatta dividendo i valori di campo elettrico in intervalli di ampiezza di 0.5 V/m compresi nel range 0-6 V/m.

RISULTATI (anno 2024)

I risultati relativi all'indicatore di esposizione della popolazione ottenuti per il 2024 sono riportati di seguito per ogni comune capoluogo: in fig. 1 è rappresentata la distribuzione di frequenza della popolazione secondo le classi di campo elettrico descritte sopra, in tab. 2 sono indicati il campo elettrico medio e la potenza complessiva delle SRB attive, e in tab. 3 sono mostrati i valori di alcuni parametri statistici rappresentativi dell'esposizione, ossia la mediana e il 95° percentile. Questi due parametri statistici caratterizzano l'esposizione della popolazione e indicano che la metà della popolazione è esposta a livelli di campo elettrico uguali o inferiori alla mediana, mentre la maggioranza è esposta a valori uguali o inferiori al 95° percentile.

Figura 1 - Indicatore di campo elettrico calcolato per i 7 comuni capoluogo del Veneto (anno 2024)

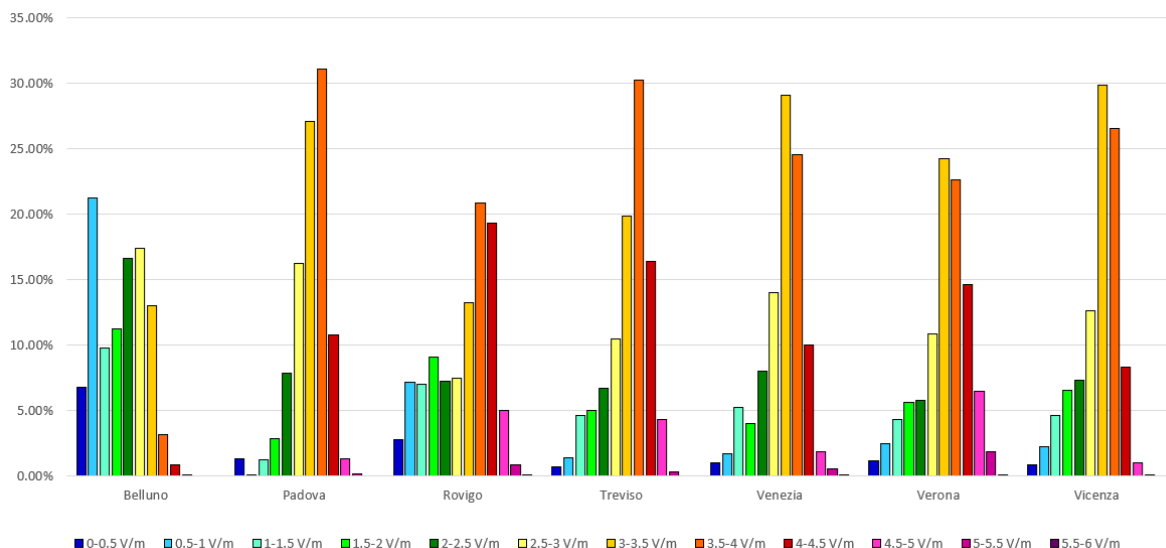


Tabella 2 - Campo elettrico medio e potenza totale (ridotta del fattore α_{24}^2) per tutti gli impianti attivi presenti nei comuni capoluogo del Veneto

Capoluogo	Campo elettrico medio [V/m]	Potenza totale [kW]
Belluno	1.9	35.6
Padova	3.2	233.9
Rovigo	2.9	75.5
Treviso	3.2	106.9
Venezia	3.0	218.2
Verona	3.1	221.0
Vicenza	2.9	127.9

Tabella 3 - Parametri statistici di esposizione della popolazione ai valori di campo elettrico nei 7 comuni capoluogo del Veneto

Capoluogo	Campo elettrico medio [V/m]	Potenza totale [kW]
Belluno	1.9	35.6
Padova	3.2	233.9
Rovigo	2.9	75.5
Treviso	3.2	106.9
Venezia	3.0	218.2
Verona	3.1	221.0
Vicenza	2.9	127.9

Dall'analisi del grafico di fig. 1 e dei dati delle tabelle 2 e 3 si osserva che:

- per tutti i comuni, escluso Belluno, la distribuzione di frequenza della popolazione assume una forma approssimativamente di tipo gaussiano;

² α_{24} è un numero adimensionale definito come il rapporto tra la potenza media trasmessa dalla SRB e la massima potenza di progetto dell'impianto introdotto dal DM 02.12.14 per tenere conto della variabilità temporale della potenza emessa dagli impianti nelle 24 ore.

- le città con i valori di campo elettrico medio maggiore sono Treviso e Padova. Quest'ultima è la città in cui la potenza totale emessa dagli impianti ha il valore più elevato. Belluno è invece il comune con il campo elettrico medio più basso e con il valore minore di potenza emessa;
- la metà della popolazione di tutti i comuni è esposta ad un campo elettrico inferiore a 3.5 V/m, per Belluno tale soglia risulta pari a 2.1 V/m;
- il 95% della popolazione di tutti i comuni è soggetta ad un campo elettrico inferiore a 4.7 V/m, anche in questo caso Belluno registra il valore più basso (3.6 V/m);
- dalla tab. 2 emerge che Treviso e Vicenza presentano dei valori di potenza complessiva inferiore rispetto a Verona, Padova e Venezia ma con un campo elettrico medio confrontabile; questo trova riscontro nel grafico di fig.1 poiché a Treviso e a Vicenza si osserva che le classi di campo elettrico più elevate sono maggiormente popolate;
- per lo stesso motivo a Verona, Padova e Venezia la forma della distribuzione della popolazione è più simmetrica rispetto a Treviso e Vicenza.

CONFRONTO CON GLI ANNI PRECEDENTI

Il calcolo dell'indicatore era già stato eseguito in passato. Questo rende possibile un confronto grafico dei valori dei parametri statistici (campo elettrico medio, mediana, 95° percentile) e della distribuzione di frequenza della popolazione per i diversi anni di indagine.

Nelle figure 2, 3 e 4 sono riportati gli istogrammi con i valori del campo elettrico medio, della mediana e del 95° percentile calcolati per ogni capoluogo e per ogni anno di indagine. In fig. 5 è riportato il dato sull'esposizione cumulativa al campo elettrico di tutta la popolazione residente nei comuni capoluogo del Veneto per ogni anno di indagine.

Figura 2 – Confronto dei valori di campo elettrico medio valutato in diversi anni per i 7 comuni capoluogo del Veneto

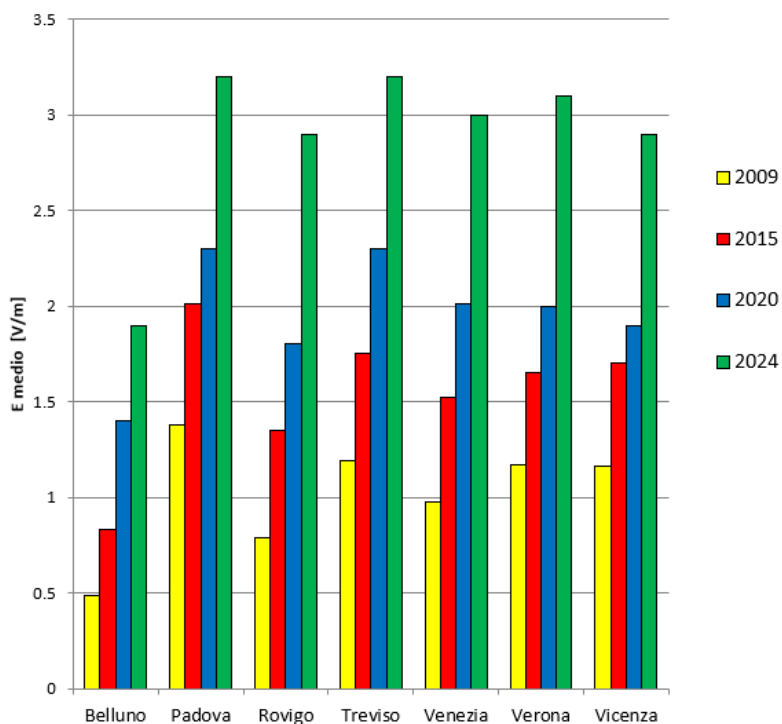


Figura 3 - Confronto della mediana del campo elettrico valutata in diversi anni per i 7 comuni capoluogo del Veneto

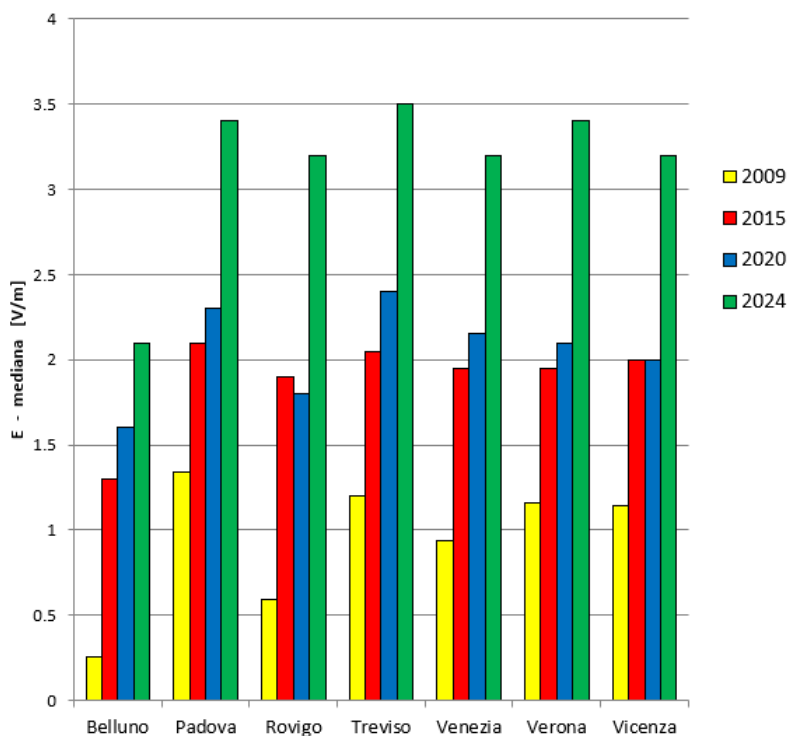


Figura 4 – Confronto del 95° percentile del campo elettrico valutato in diversi anni per i 7 comuni capoluogo del Veneto

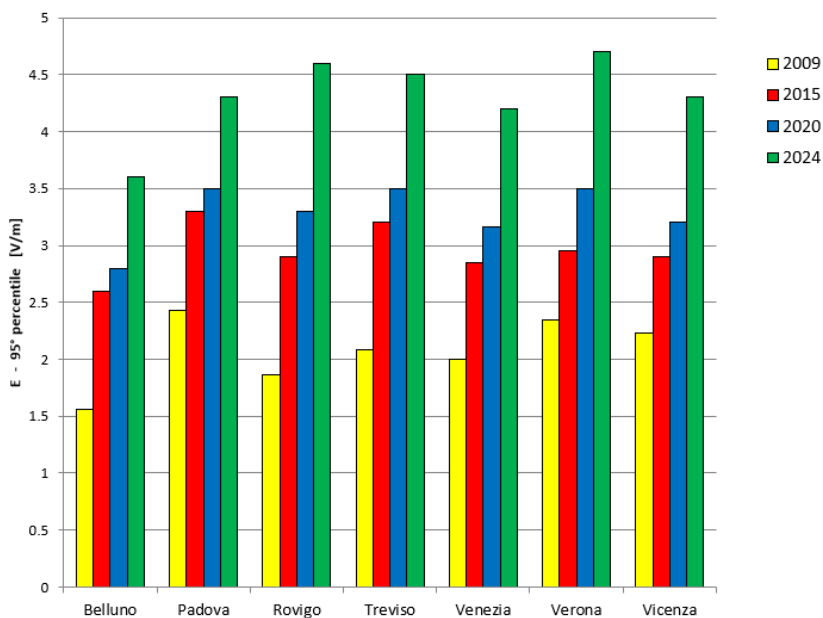
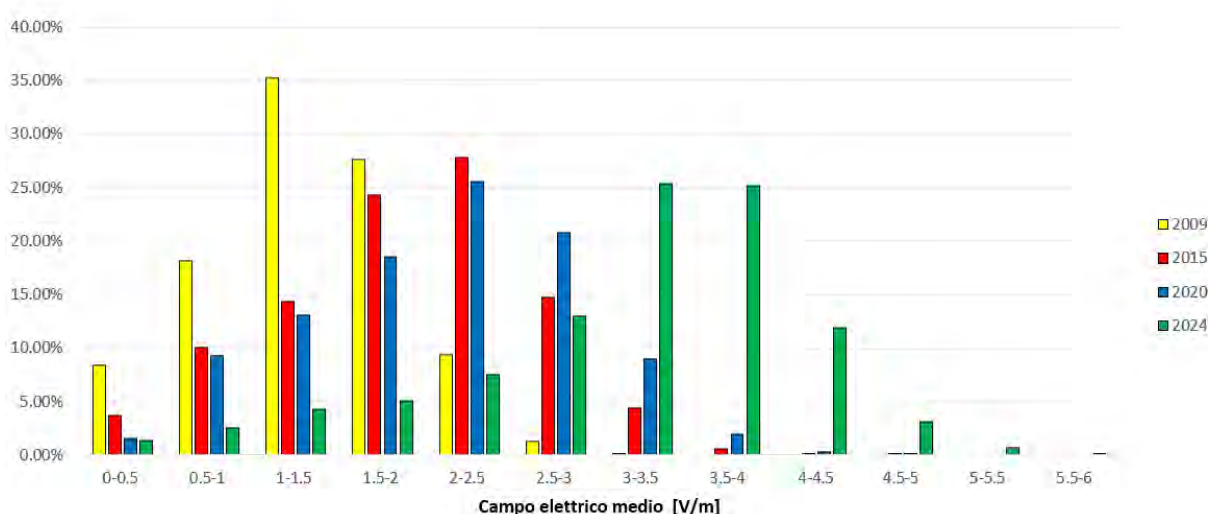


Figura 5 – Indicatore dell’esposizione della popolazione al campo elettrico calcolato nei 7 comuni capoluogo del Veneto negli anni: 2009, 2015, 2020 e 2024



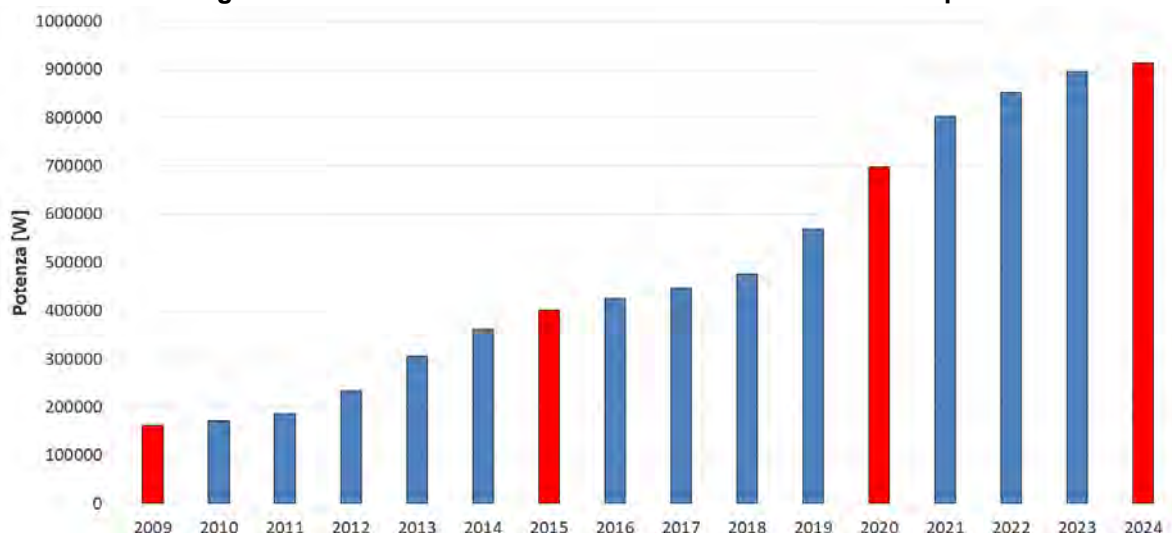
Dall’analisi dei grafici si può osservare che:

- le distribuzioni di frequenza della popolazione totale dei comuni capoluogo nel 2009, 2015 e 2020 assumono una forma di tipo gaussiano, che risulta meno evidente nel 2024;
- risulta chiara la traslazione delle distribuzioni, con il passare del tempo, verso valori di campo elettrico più elevati, come attestato dai parametri statistici;
- i valori dei parametri statistici calcolati nei comuni capoluogo assumono valori più elevati dal 2009 al 2024. Complessivamente rispetto al 2009 l’incremento del campo elettrico medio dei comuni capoluogo, nel 2024, è quantificabile in 1.8 V/m; mentre l’aumento sia delle mediane che dei 95° percentili del campo elettrico è attorno al 2.2 V/m.

Diversi fattori hanno contribuito all’incremento del campo elettrico nel tempo tra cui i più significativi sono, di certo, l’aumento della potenza prodotta dagli impianti e l’incremento della densità degli stessi.

Nell’istogramma di fig. 6 è mostrata la potenza complessiva degli impianti attivi nei comuni capoluogo (aggiornamento al 31/12 di ogni anno; il dato del 2024 è riferito ad aprile) come derivata dal database degli impianti di telecomunicazione di Arpav. I valori dal 2020 in poi tengono conto del fattore α_{24} di riduzione della potenza. Si osserva chiaramente l’aumento continuo nel tempo della potenza degli impianti.

Figura 6 - Potenza totale degli impianti nei 7 comuni capoluogo del Veneto, in rosso sono indicati gli anni in cui è stato svolto il calcolo dell’indicatore di esposizione



Nella tab. 4 sono rappresentati i valori di potenza utilizzati per il calcolo dell'indicatore. In particolare, si riscontra che la potenza dal 2015 è più che raddoppiata rispetto al 2009, ed è quasi doppia anche la potenza del 2024 rispetto al 2020. Le variazioni osservate hanno pertanto determinato un aumento generale e continuo nel tempo dei valori di campo elettrico prodotto dalle SRB.

È rilevante notare che in 15 anni (dal 2009 al 2024) il valore della potenza complessiva nei comuni di indagine è aumentato di oltre 6 volte.

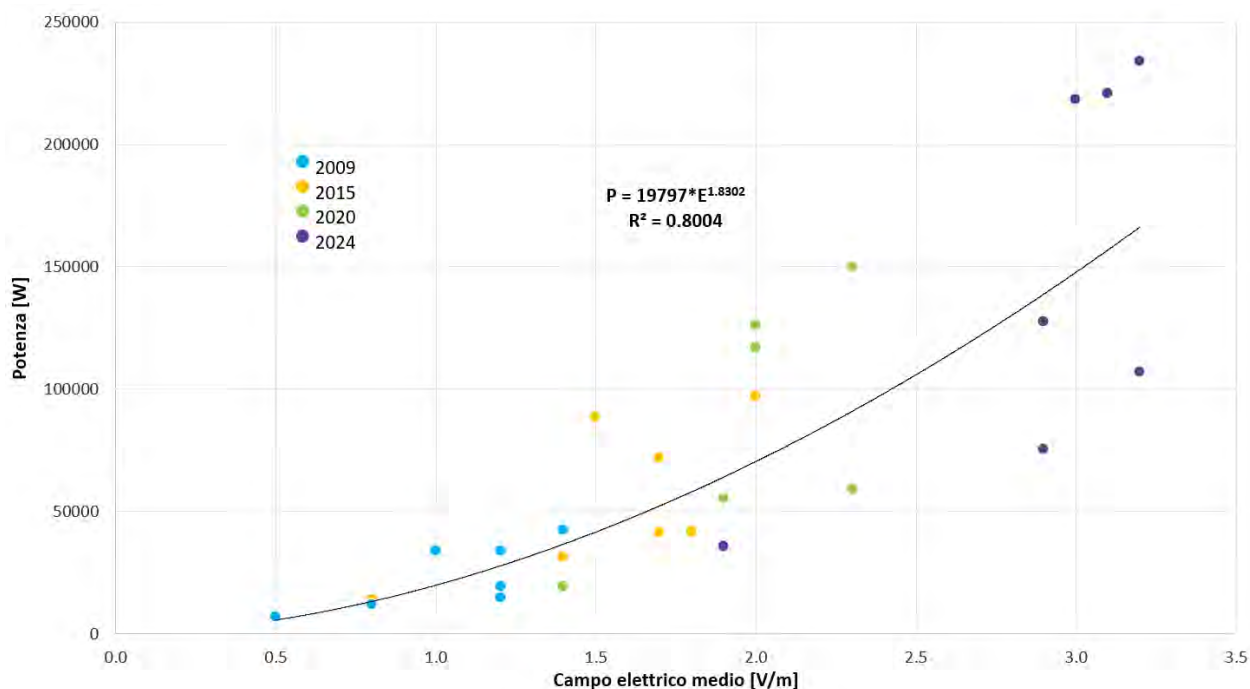
Tabella 4 – Potenza totale degli impianti nei comuni capoluogo e variazione tra i diversi anni di analisi

Anno	Potenza [W]	Periodo temporale	Variazione percentuale
2009	161610		
2015	385214	2009-2015	+138%
2020	568000	2015-2020	+47%
2024	1019087	2020-2024	+79%

CORRELAZIONE CAMPO ELETTRICO-POTENZA

Per tutti i comuni capoluogo è stata verificata la relazione tra campo elettrico medio e la potenza totale emessa dagli impianti impiegati nel calcolo, per i quattro anni di elaborazione 2009, 2015, 2020 e 2024 (fig. 7).

Figura 7 - Relazione tra campo elettrico medio e potenza totale emessa dagli impianti attivi in ogni comune capoluogo del Veneto negli anni 2009, 2015, 2020 e 2024



Nel grafico è illustrato l'andamento della potenza totale emessa dai diversi impianti attivi in ogni comune capoluogo per i diversi anni di indagine verso il campo elettrico medio. I dati sono interpolati da una funzione approssimativamente quadratica, con un quadrato del coefficiente di correlazione pari a 0.8.

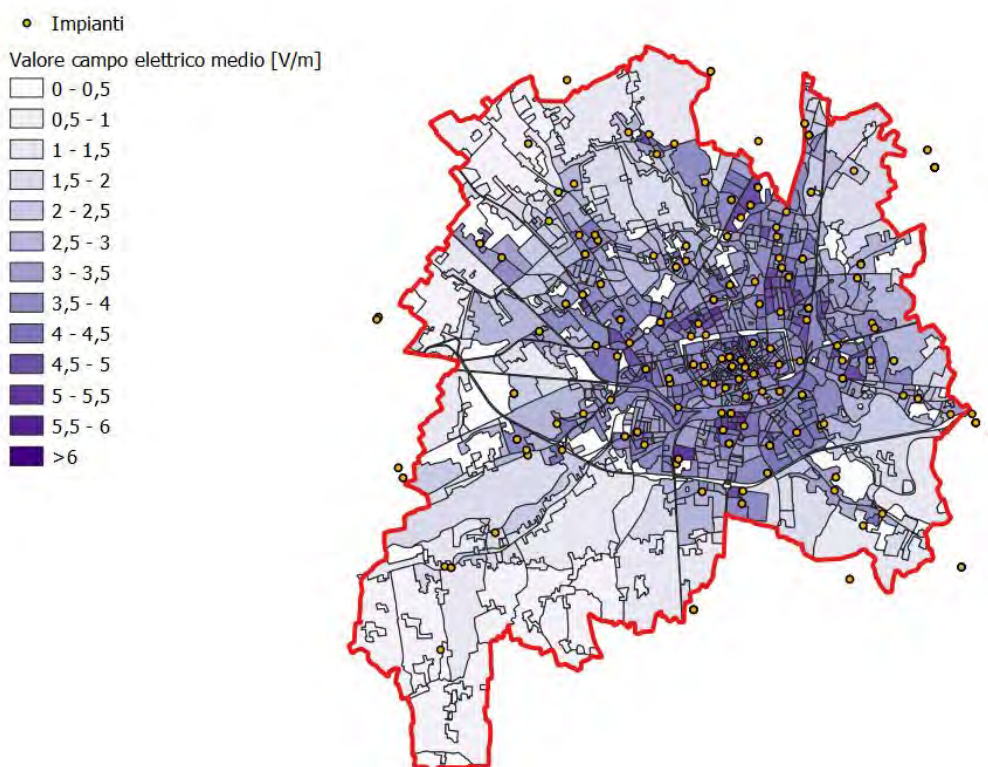
Da un punto di vista fisico, per singolo impianto, la relazione tra potenza e campo elettrico è quadratica in condizioni di propagazione di onda piana in spazio libero.

Nel grafico in questione invece si sono considerate le potenze complessive degli impianti attivi presenti in tutto il territorio comunale e campi elettrici medi associati alla popolazione residente nel comune. La relazione in fig. 7 ha, dunque, carattere statistico e descrittivo.

DISTRIBUZIONE SPAZIALE DEL CAMPO ELETTRICO

Un'ulteriore indagine, condotta a titolo esemplificativo nella città di Treviso, fornisce una rappresentazione quantitativa dell'aumento dei valori di campo elettrico al crescere della densità degli impianti. In fig. 8 viene mostrato l'andamento del campo elettrico medio nelle diverse sezioni di censimento della città. Le zone dove il numero di Stazioni Radio Base è maggiore sono quelle in cui si hanno molti edifici residenziali o adibiti ad attività lavorative. Questo è giustificato dalla maggiore richiesta di traffico da parte degli utenti. Si può notare come, avvicinandosi verso le zone periferiche, la densità degli impianti diminuisca e con essa anche il valore del campo elettrico medio. Un comportamento simile si osserva anche negli altri comuni capoluogo del Veneto.

Figura 8 - Valore del campo elettrico medio per sezione di censimento nel comune di Treviso



CONCLUSIONI

L'indicatore di esposizione della popolazione al campo elettrico, costruito tramite la metodologia sopra descritta, consente di ottenere informazioni aggiornate e confrontabili con le analisi effettuate negli anni precedenti e risulta uno strumento utile per effettuare il monitoraggio dell'impatto elettromagnetico sul territorio conseguente allo sviluppo della rete di telefonia mobile. La distribuzione di frequenza della popolazione in funzione del campo elettrico medio nei 7 comuni capoluogo del Veneto è traslata, nel tempo, verso valori maggiori. I principali parametri statistici descrittivi confermano sostanzialmente questo andamento. A titolo di esempio il valore massimo di campo elettrico medio nel 2009 era di 1.4 V/m e nel 2024 è risultato di 3.2 V/m.

Nell'ambito dello studio generale sono stati inoltre effettuati alcuni approfondimenti. È stata messa in evidenza la correlazione tra campo elettrico medio di ogni comune e la potenza totale degli impianti, considerando gli anni 2009, 2015, 2020 e 2024. I dati mostrano una relazione tra di loro approssimativamente quadratica.

Infine si è messo in evidenza, con riferimento al caso studio della città di Treviso, come atteso, che ad una maggiore densità di edifici corrisponde un maggior numero di impianti attivi e conseguentemente un valore di campo elettrico medio maggiore.

Bibliografia

ARPAV, https://www.arpa.veneto.it/arpavinforma/indicatori-ambientali/indicatori_ambientali/agenti-fisici/radiazioni-non-ionizzanti/popolazione-esposta-al-campo-elettrico-prodotto-dalle-stazioni-radio-base/2020, 2020.

Cestaro Monica, Schiavon Annalisa, Pasquini Lucio, Tasso Elvio, *L'esperienza dell'Agenzia per l'Ambiente del Veneto (ARPAV) nell'utilizzo di software geografico di tipo open source*, 2019, FOSS4G Italia 2019.

ISTAT, *Censimento permanente della popolazione e delle abitazioni 2021*.

Poli Sabrina, Ugolini Raffaella, Trotti Flavio, *Esposizione della popolazione al campo elettrico prodotto dalle Stazioni Radio Base: risultati per i comuni capoluogo del Veneto*, 2015, XI Rapporto Qualità dell'ambiente urbano, Focus su Inquinamento elettromagnetico, Pubblicazione Ispra.

Poli Sabrina, Ugolini Raffaella, Trotti Flavio, *Indicatore di esposizione della popolazione al campo elettrico prodotto dalle Stazioni Radio base calcolato considerando la distribuzione della popolazione per piano nel comune di Verona*, 2016, Atti del IV convegno nazionale AIRP. Il controllo degli agenti fisici: ambiente, territorio e nuove tecnologie.

Poli Sabrina, Binotto Renata, Pasquini Lucio, Scola Mattia, Schiavon Annalisa, Bettella Denis, Andriolo Federica, Trotti Flavio, *Sistema ArpavNir: strumento integrato per il controllo degli impianti di telecomunicazione*, 2017, Convegno nazionale AIRP di radioprotezione. Sorgenti di radiazioni: dai modelli alle misure.

Trotti Flavio, Poli Sabrina, Ugolini Raffaella, *Radiazioni non ionizzanti: campi elettromagnetici a radiofrequenza*, 2010, Ambiente e territorio.

Trotti Flavio, Predicatori Francesca, Poli Sabrina, Rado Massimo, *Verifica della conformità dell'applicativo Nirgis utilizzato da ARPAV per il calcolo previsionale dei livelli di campo elettromagnetico prodotti dagli impianti di telecomunicazione*, 2020, Pubblicazione interna.

Biodosimetria della radiazione UV attraverso la rilevazione di endpoint citogenetici nei meristemi di *Allium cepa*.

F.Barco¹, T.Butini^{1,2}, M.G Cascone^{1,3}, A. Chierici¹, R. Ciolini¹, E. Rosellini^{1,3}, J.A. Torres Novaes⁴, M.N Xavier⁴, S. de Souza Lalic^{1,4}, F.d'Errico^{1,4,5}

¹*Scuola di Ingegneria, Università di Pisa, Italia*

²*Dipartimento di scienze e tecnologie biologiche, chimiche e farmaceutiche " STEBICEF", Università di Palermo, Italia.*

³*Centro Interuniversitario per la Promozione dei Principi delle 3R nella Didattica e nella Ricerca (centro 3R), Italia.*

⁴*Dipartimento di Fisica, Università Federale di Sergipe, Brasile.*

⁵*School of Public Health, Yale University, and Yale Center for Emergency Preparedness and Disaster Response, New Haven, CT, (USA).*

francesca.barco@phd.unipi.it

Riassunto

*In questo studio, abbiamo esaminato la risposta delle cellule staminali del germoglio di *Allium cepa*, comunemente nota come cipolla, ai raggi UVB e UVC. La scelta di *Allium cepa* è rilevante in quanto consente di evitare l'uso controverso di modelli animali, optando invece per un modello in vivo ben consolidato e largamente utilizzato nella ricerca citogenetica legata a vari contaminanti ambientali. Indicatori come i micronuclei e le aberrazioni cromosomiche sono stati utilizzati per valutare la genotossicità dei raggi UVB e UVC, mentre l'indice mitotico è stato impiegato per investigare la citotossicità delle radiazioni, fornendo informazioni sulla proliferazione cellulare. Il test di Shapiro-Wilk ($p < 0.05$) ha confermato la normalità dei dati. L'analisi del coefficiente di correlazione lineare di Pearson ($r = 0.97$), condotta su tutti i punti di dose considerati, compreso il controllo negativo, ha rivelato una correlazione lineare positiva quasi perfetta tra la dose e il numero di cellule con micronuclei, sia per i raggi UVB che per gli UVC. La frequenza di induzione dei micronuclei in funzione della dose per entrambi i tipi di radiazione è risultata simile. Tuttavia, è stata osservata una differenza nella morfologia delle cellule esposte ai raggi UVB rispetto a quelle esposte ai raggi UVC. In conclusione, l'analisi dell'indice mitotico non ha mostrato differenze significative nell'attività cellulare tra l'irradiazione con UVC e UVB rispetto ai campioni di controllo. I risultati di questo studio supportano l'uso di *Allium cepa* e degli endpoint citogenetici come metodo biodosimetrico per la radiazione ultravioletta.*

INTRODUZIONE

Nel corso della vita, gli esseri umani sono esposti a radiazioni provenienti da diverse fonti, inclusa la luce solare. L'esposizione alle radiazioni ultraviolette (UV) può avere effetti negativi sulla salute. Le radiazioni UV costituiscono una frazione significativa dello spettro della luce solare che raggiunge la Terra (Diffey, 2002). Lo spettro UV solare che arriva sulla superficie terrestre è composto per circa il 95% da radiazioni UVA e il 5% da radiazioni UVB. Le radiazioni UVC, sebbene potenzialmente dannose, non costituiscono una preoccupazione rilevante per la sicurezza umana poiché quasi tutti i fotoni UVC vengono assorbiti dall'atmosfera terrestre.

La porzione dello spettro elettromagnetico con lunghezze d'onda comprese tra 100 e 400 nm è definita radiazione UV ed è ampiamente utilizzata in applicazioni industriali e mediche. Ad esempio, la fototerapia impiega fotoni UVA e UVB per il trattamento di patologie cutanee (Schneider et al., 2008). Inoltre, la recente pandemia di SARS-CoV-2 ha accresciuto l'interesse per l'ultravioletto, con particolare attenzione all'impiego della radiazione UVC (200-280 nm) come tecnologia di sterilizzazione, poiché questo intervallo di lunghezze d'onda è noto per il suo effetto germicida (Bhardwaj et al., 2021). Tale tecnologia viene utilizzata per la sterilizzazione dell'aria (de Souza et al., 2022), la decontaminazione degli alimenti (Singh et al., 2021), delle superfici (Elgужja et al., 2020) e dei dispositivi medici (Rogers, 2012), suscitando un crescente interesse anche tra il pubblico generale. Tuttavia, è fondamentale sottolineare che l'uso di tali tecnologie può comportare rischi, sia in caso di esposizioni intenzionali che accidentali.

Mentre i fotoni UVA promuovono la formazione di specie chimiche altamente reattive, in grado di indurre rotture nel DNA, i fotoni UVB e UVC possono causare danni diretti e indiretti al materiale genetico. Tra i possibili danni oculari derivanti dall'esposizione alle radiazioni UV rientra la fotocheratite. Ulteriori effetti sull'epidermide e sugli occhi includono l'eritema e mutazioni potenzialmente cancerogene (Delic et al., 2017).

La dosimetria di tali radiazioni è fondamentale non solo per garantire, nel caso della UVC, l'applicazione di una dose adeguata al fine di ottenere una sterilizzazione efficace, ma anche per assicurare un'adeguata protezione individuale. I dosimetri attualmente disponibili per la radiazione UV non sono equivalenti ai tessuti biologici, in quanto basati su sensori elettronici, per lo più costituiti da silicio. Di conseguenza, lo sviluppo di un dosimetro UV con caratteristiche simili ai tessuti biologici, sia in termini di struttura che di composizione, potrebbe risultare vantaggioso per diverse applicazioni, sia in ambito medico che industriale.

Questo studio si concentra sulla biodosimetria delle radiazioni ultraviolette (UVB e UVC) utilizzando un organismo vegetale, *Allium cepa* (comunemente noto come "cipolla"), come alternativa ai modelli animali. La biodosimetria è una tecnica basata sulla quantificazione di biomarcatori, come i micronuclei (MN) e le aberrazioni cromosomiche (AC), per valutare la dose assorbita dal soggetto.

Un'area di crescente interesse nella ricerca è l'uso di biota non umani (Ulanovsky, 2016) con particolare attenzione alle piante superiori, che svolgono un ruolo cruciale nella valutazione della citotossicità e genotossicità di vari inquinanti ambientali (Bagatini et al., 2009). Queste piante forniscono risultati affidabili e applicabili anche in altri contesti biologici, poiché il DNA rappresenta il bersaglio comune di tutti gli organismi. *Allium cepa* è un modello consolidato e ampiamente utilizzato negli studi tossicologici grazie alla sua capacità di assorbire rapidamente e incorporare sostanze dal suolo e dall'acqua, rendendolo un eccellente indicatore della qualità ambientale. Questo organismo è un valido bioindicatore per stimare i danni grazie alla sua elevata sensibilità non solo ai prodotti chimici, ma anche alle radiazioni (Feretti et al., 2007; Xavier et al., 2021; Xavier et al., 2023), e presenta una composizione prevalentemente acquosa, simile ai tessuti molli umani. È stato dimostrato che *Allium cepa* è in grado di rilevare la tossicità indotta dalle radiazioni (Bolsunovsky et al., 2022); tuttavia, gli effetti delle esposizioni a basse dosi di radiazioni sulle cellule meristematiche di questa pianta richiedono ulteriori indagini (Xavier et al., 2023). La scelta di utilizzare piante come *Allium cepa* per scopi sperimentali è giustificata sia da ragioni etiche che pratiche: dal punto di vista etico, riduce la necessità di sperimentazione animale, che richiede giustificazioni rigorose e deve essere condotta minimizzando sia il numero di animali utilizzati sia il loro livello di sofferenza. L'impiego di *Allium cepa* come alternativa ai modelli animali consente quindi l'applicazione del principio delle 3R, sviluppato per promuovere un uso più etico degli animali nella ricerca scientifica (Russell & Burch, 1959).

Allium cepa è un indicatore consolidato degli effetti genotossici sull'ambiente e sulla salute umana, con una risposta che varia dal 71% al 91% di concordanza con le cellule dei mammiferi (Leme & Marin-Morales, 2009; Tedesco & Laughinghouse, 2012). Tra le specie biologiche, *Allium cepa* suscita notevole interesse poiché è una specie diploide con un basso numero di cromosomi ($2n = 16$) e cromosomi di grandi dimensioni, facilitando l'osservazione al microscopio ottico. Dal punto di vista pratico, l'utilizzo di *Allium cepa* offre vantaggi quali la riduzione dei costi e la possibilità di studiare un ampio numero di campioni pressoché identici, aspetto cruciale per lo studio degli effetti di basse dosi di radiazioni.

In questo studio, i germogli di *Allium cepa* sono stati esaminati per determinare se possano essere utilizzati come sistema biologico per la dosimetria delle radiazioni UV (Bonciu et al., 2018). La genotossicità di tali radiazioni è stata valutata attraverso il test dei micronuclei (Vaijapurkar et al., 2001), uno dei saggi più diffusi in biodosimetria, basato sull'identificazione e il conteggio dei micronuclei nelle cellule in mitosi. I micronuclei sono frammenti di DNA prodotti dall'azione di agenti mutageni, che rimangono isolati nel citoplasma senza essere incorporati nel nucleo principale durante le fasi conclusive della mitosi.

Morfologicamente simili al nucleo, ma di dimensioni ridotte, i micronuclei rappresentano un indicatore diretto del danno cromosomico.

Oltre all'analisi dei micronuclei, in questo studio sono state condotte valutazioni sulle aberrazioni cromosomiche, che rappresentano alterazioni nel numero e/o nella struttura dei cromosomi. Inoltre, per valutare i potenziali effetti citotossici delle radiazioni UV sulle cellule

staminali dei germogli di *Allium cepa*, è stato analizzato l'indice mitotico. Questo parametro è rilevante poiché fornisce informazioni sul tasso di proliferazione cellulare, che può essere correlato alla citotossicità di un agente o trattamento. Un indice mitotico elevato può indicare tossicità, poiché un'eccessiva proliferazione cellulare può causare disfunzioni cellulari o favorire la formazione di tumori.

MATERIALI E METODI

Il protocollo di preparazione del campione per la rilevazione di micronuclei e aberrazioni cromosomiche si articola in quattro fasi principali: germinazione dei semi di *Allium cepa*, esposizione alle radiazioni, preparazione e compressione dei vetrini, ed infine l'analisi microscopica. Tutte le procedure sono state condotte in condizioni sterili, utilizzando una cappa a flusso laminare. Prima della germinazione dei semi, è stata effettuata una sterilizzazione del materiale in due fasi: un ciclo di autoclave di 15 minuti a una pressione di 1 atm, seguito da un'esposizione di 15 minuti alla lampada UVC presente all'interno della cappa a flusso laminare.

GERMINAZIONE DEI SEMI DI ALLIUM CEPA

In questo studio sono stati impiegati semi della varietà di cipolla rossa "Tropea", privi di pesticidi. Due fogli di carta da filtro sono stati inizialmente collocati all'interno di piastre di Petri, sui quali i semi di *Allium cepa* sono stati posizionati a intervalli di 1 cm l'uno dall'altro. Le carte da filtro, inumidite con 4 ml di acqua distillata, hanno agito come substrato di crescita (Xavier et al., 2021). Successivamente, le piastre sono state sigillate con Parafilm ed inserite in incubatore a $(25 \pm 1) ^\circ\text{C}$, senza esposizione a fonti di radiazione. Il processo di germinazione, della durata di circa 3 giorni, ha permesso lo sviluppo di germogli di circa 0,5 cm di lunghezza.

ESPOSIZIONE ALLE RADIAZIONI

Per l'esposizione dei meristemi di *Allium cepa* alle radiazioni, è stata utilizzata una lampada UV portatile (UVP 3UV, Analytic Jena), composta da tre tubi da 8 W, ciascuno dei quali emetteva una specifica lunghezza d'onda UV (254 nm, 302 nm, 365 nm). Per la caratterizzazione dosimetrica della radiazione sono stati impiegati tre radiometri, ciascuno dotato di un certificato di calibrazione tracciabile:

- Il modello HD 2102.2 della Delta Ohm, dotato di certificato di calibrazione, che esegue misurazioni nello spettro UV-BC da 210 nm a 355 nm, con un picco a 265 nm.
- Il modello PM100A della Thorlabs, abilitato a misurare l'irradiazione nello spettro UV da 200 nm a 400 nm.
- Il modello RGM-UVC, un radiometro commerciale con sensore a fotodiode GaAs, che misura l'irradiazione nello spettro 220 nm - 280 nm.

I tre rilevatori sono stati posizionati alla stessa distanza dalla lampada per ottenere una normalizzazione di riferimento della risposta dei radiometri. Successivamente, è stata valutata la distribuzione dell'irradiazione, e si è osservato che le misurazioni seguivano un profilo $1/r$, in linea con il comportamento di una sorgente lineare.

La selezione delle dosi somministrate ai germogli di *Allium cepa* è stata determinata sulla base dei risultati ottenuti dai test preliminari. In particolare, la dose minima di UVC selezionata è stata quella che ha causato un chiaro aumento delle cellule con micronuclei rispetto al gruppo di controllo negativo non irradiato. Per quanto riguarda gli UVB, sono state selezionate dosi corrispondenti a quelle degli UVC, per permettere un confronto diretto tra le due radiazioni.

Per l'irraggiamento, le piastre contenenti i semi germinati sono state collocate aperte sotto la lampada. Per l'irradiazione UVC, le piastre sono state posizionate a 7,3 cm dalla lampada, corrispondenti ad un'irradianza di $0,818 \text{ mW/cm}^2$, con dosi somministrate di 123 mJ/cm^2 , 245 mJ/cm^2 , 368 mJ/cm^2 e 491 mJ/cm^2 . Per l'irraggiamento con UVB, le piastre sono state collocate a 13 cm di distanza, ottenendo un'irradianza di $0,690 \text{ mW/cm}^2$, e dosi di 104 mJ/cm^2 , 207 mJ/cm^2 , 311 mJ/cm^2 e 414 mJ/cm^2 .

Dopo l'esposizione alle radiazioni, le piastre sono state riposte in incubatore per 24 ore. Questo intervallo di tempo è stato fondamentale per permettere alle cellule di completare almeno un ciclo cellulare, consentendo così l'attivazione di eventuali processi di riparazione del danno o la formazione di micronuclei e aberrazioni cromosomiche. Trascorse le 24 ore, i germogli sono stati trasferiti in provette Falcon® contenenti fissativo Carnoy, una soluzione composta da etanolo assoluto e acido acetico in rapporto 3:1. Questo fissativo ha interrotto il ciclo cellulare, fissando le cellule nella fase in cui si trovavano e preservandone la struttura morfologica. I germogli sono stati conservati nel fissativo a una temperatura controllata di (25 ± 1) °C per un periodo variabile tra 20 e 24 ore.

Nella fase conclusiva, i germogli sono stati trasferiti in provette Falcon® contenenti una soluzione di etanolo al 70%, e mantenuti a una temperatura di (4 ± 1) °C fino alla preparazione dei vetrini. L'uso combinato di etanolo e basse temperature ha consentito di preservare la struttura cellulare dei germogli per un periodo prolungato, fino a diversi giorni, evitando il deterioramento (Guerra & Souza, 2002).

PREPARAZIONE E COMPRESSIONE DEI VETRINI

I germogli sono stati collocati in tubi Falcon® contenenti 1 M di HCl e poi immersi in un bagno controllato a 60 °C per 5 minuti. Questa combinazione di HCl e calore favorisce l'idrolisi della parete cellulare, facilitando una migliore permeazione del colorante all'interno delle cellule (Leme et al., 2008). Successivamente, i germogli sono stati trasferiti in piastre di Petri e ricoperti con acqua distillata per 10 minuti per l'idratazione. Dopo questa fase, sono stati immersi in acido acetico al 45% per 3 minuti per facilitare la lisi della parete cellulare. Per migliorare la qualità della colorazione, le punte dei germogli di *Allium cepa* sono state trattate con orceina acetica al 2% per 15 minuti (Nefic et al., 2013). L'orceina è un colorante efficace per il DNA delle cellule vegetali, particolarmente utile per identificare le cellule in mitosi. La soluzione di orceina acetica è stata preparata diluendo 2 g di orceina in una soluzione di acido acetico al 45%. La miscela è stata quindi trasferita in un beaker, coperto con foglio di alluminio per prevenire l'ossidazione dell'orceina, e mantenuta in agitazione continua per almeno 2 ore utilizzando uno stirrer magnetico.

Ogni seme germinato è stato posizionato su un vetrino per microscopia; la regione apicale mitoticamente attiva del germoglio è stata isolata con un bisturi e poi coperta con un vetrino coprioggetto.

La compressione del meristema, essenziale per ottenere monostrati cellulari per l'analisi dei danni da radiazione, è generalmente effettuata applicando manualmente una pressione sul vetrino coprioggetto. (Nefic et al., 2013; Xavier et al., 2021). Tuttavia, questa procedura può variare a causa della variabilità dell'operatore e manca di un controllo preciso sulla pressione applicata. Per migliorare la standardizzazione di questo processo, è stato progettato e implementato un dispositivo dedicato alla compressione dei meristemi apicali di *Allium cepa* (Butini et al., 2024). Questo sistema consente l'elaborazione rapida di numerosi campioni altamente riproducibili. Dopo la compressione, i vetrini sono stati sigillati con smalto per unghie e conservati in frigorifero a una temperatura di (4 ± 1) °C.

ANALISI MICROSCOPICA

I vetrini sono stati analizzati utilizzando un microscopio ottico Nikon Eclipse TS100 con un ingrandimento di 400X. Per garantire l'uniformità e l'affidabilità dei risultati, tutte le osservazioni sono state condotte in doppio cieco. Per ciascun punto di dose, sono stati esaminati 5 campioni, incluso il controllo negativo (cellule non esposte a radiazioni).

Per ciascun vetrino, sono state analizzate 1000 cellule con membrane citoplasmatiche integre. Per valutare la genotossicità delle radiazioni UV, è stato impiegato il test del micronucleo (MN), conteggiando il numero di cellule contenenti MN (Fig. 1) su 1000 cellule totali esaminate per vetrino (Saghizadeh et al., 2008). Inoltre, sono state valutate le aberrazioni cromosomiche (AC), che rappresentano informazioni complementari, in quanto le aberrazioni possono successivamente portare alla formazione di MN nelle cellule sopravvissute. Le aberrazioni cromosomiche (AC) sono state analizzate esaminando 100 cellule in anafase o telofase per

vetrino (Xavier et al., 2021), considerando tre categorie di AC: ponti cromosomici, frammenti e cromosomi in ritardo. (Fig. 2).

Figura 1- Micronuclei ottenuti con radiazione UVC (400X)



Figura 2 - Aberrazioni Cromosomiche



Aberrazioni Cromosomiche, ottenute con irraggiamento UVC ed UVB (400X).
A) Ponte e perdita di cromosoma, B) Ponte, C) Frammento.

La citotossicità è stata quantificata mediante l'indice mitotico (IM). Per ciascun vetrino, sono state conteggiate un totale di 1000 cellule e l'IM è stato calcolato come il rapporto tra il numero di cellule in mitosi e il numero totale di cellule analizzate (1). Le cellule in mitosi attraversano diverse fasi: profase, metafase, anafase e telofase. Ogni fase è caratterizzata da specifiche caratteristiche morfologiche, identificabili al microscopio.

$$\text{Indice Mitotico} = \frac{\text{Numero totale cellule in divisione}}{\text{Numero totale di cellule osservate}} * 100 \quad (1)$$

Inizialmente, la normalità dei dati sperimentali è stata verificata tramite il test di normalità di Shapiro-Wilk ($p < 0,05$) (Mishra et al., 2019). Successivamente, è stato calcolato il coefficiente di correlazione lineare di Pearson. Tutte le analisi statistiche sono state eseguite utilizzando il software PAST 4 (Hammer et al., 2001).

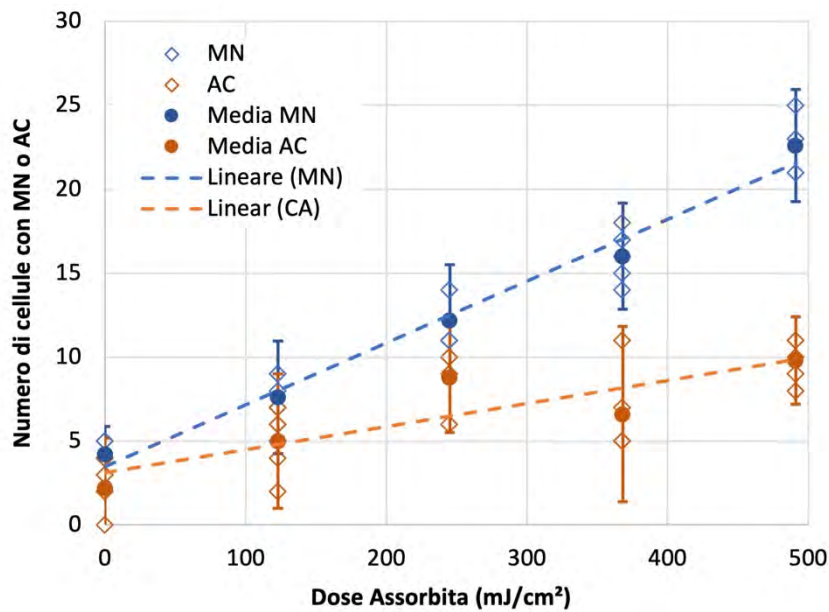
RISULTATI

Il test di Shapiro-Wilk ha confermato la coerenza dei dati con una distribuzione normale. Di conseguenza, i dati sono stati presentati come media \pm 2 deviazioni standard (DS), creando così un intervallo che comprende circa il 95% dei punti dati (Hazra e Gogtay, 2016). Questo approccio è stato utilizzato per rappresentare il numero di micronuclei e di aberrazioni cromosomiche, nonché l'indice mitotico.

IRRAGGIAMENTO CON UVC

La Fig. 3 illustra la dipendenza dalla dose del numero di cellule con almeno un micronucleo e di quelle con aberrazioni cromosomiche.

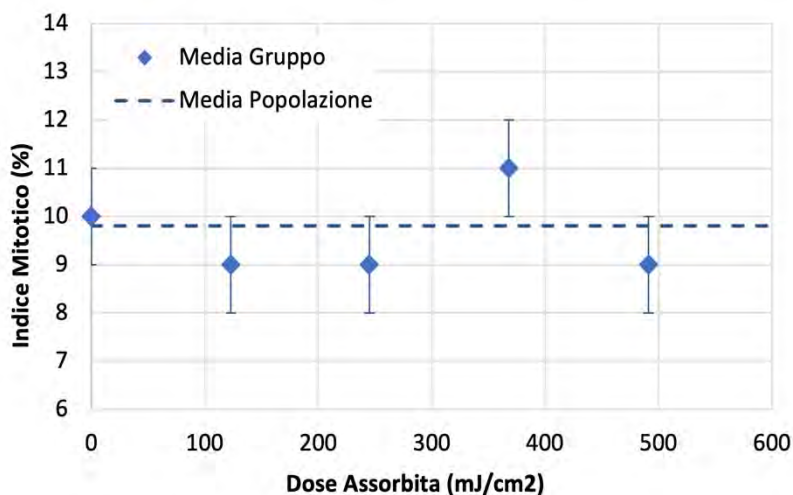
Figura 3 – Numero di cellule con MN o AC in funzione della dose



Si osserva che il numero di micronuclei indotti nelle cellule di *Allium cepa* esposte a diverse dosi di radiazione UVC aumenta con la dose. È importante notare che, a tutte le dosi, non sono state rilevate cellule con più di un micronucleo, pertanto, l'analisi si è concentrata sulle cellule con un solo micronucleo. L'analisi del coefficiente di correlazione lineare di Pearson ($r = 0,97$), condotta su tutti i punti di dose considerati, incluso il controllo negativo, ha rivelato una relazione lineare positiva quasi perfetta tra la dose e il numero di micronuclei osservati. Questo suggerisce che l'uso di *Allium cepa* come biodosimetro per le dosi di radiazione UVC fino a 491 mJ/cm² è plausibile. Inoltre, con l'aumento della dose, è stato osservato un incremento graduale delle aberrazioni cromosomiche. Il coefficiente di correlazione di Pearson ($r = 0,74$) indica una correlazione relativamente forte tra la dose e le AC. Le nostre osservazioni sono coerenti con i dati precedentemente pubblicati (Seven et al., 2015). Tuttavia, sono previsti ulteriori studi con dimensioni campionarie più ampie e un intervallo più ampio di dosi per confermare questi risultati.

Le AC rilevate dopo l'esposizione alla radiazione includono ponti cromosomici, frammenti cromosomici e cromosomi in ritardo. Poiché non vi è una differenza significativa nel numero di ciascun tipo di aberrazione osservata, per l'analisi statistica è stato considerato il numero totale di cellule con aberrazioni cromosomiche senza distinguere tra i diversi tipi di aberrazioni. Infine, per valutare la citotossicità della radiazione UVC, è stato esaminato l'indice mitotico, che è un indice della proliferazione cellulare. La Fig. 4 mostra la media ± 2 DS osservata per ciascun valore di dose assorbita e la media della popolazione.

Figura 4 – Indice Mitotico in funzione della dose



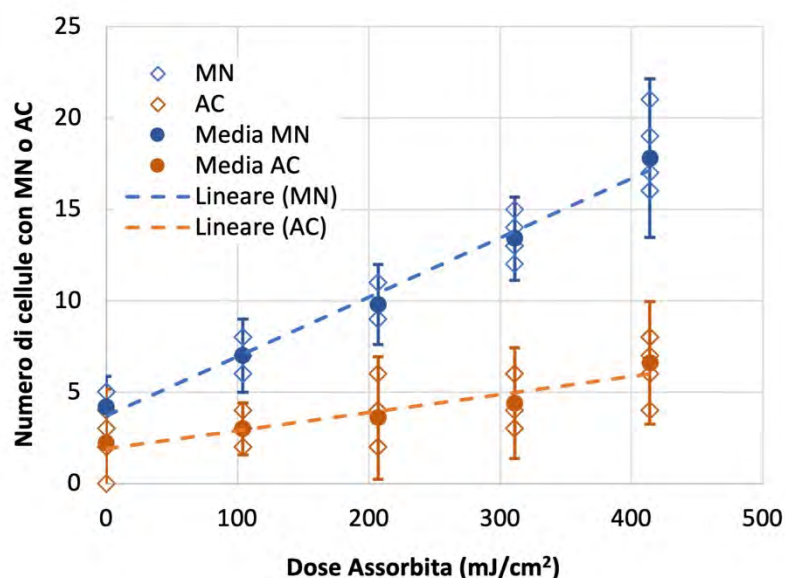
Con l'aumento della dose, si osserva una lieve diminuzione dell'indice mitotico e, conseguentemente, della proliferazione cellulare, ad eccezione della dose di 368 mJ/cm², che supera il valore del controllo negativo.

Per l'analisi dell'indice mitotico, il coefficiente di correlazione di Pearson ($r = 0$) indica l'assenza di una relazione lineare all'interno dell'intervallo di dose considerato. La media ± 2 DS è stata calcolata per ciascun campione e confrontata con la media della popolazione per determinare se la deviazione standard di ciascun gruppo interseca la linea che rappresenta la media della popolazione. È stato osservato che anche la lieve deviazione a 368 mJ/cm² non era significativa. Tuttavia, dato che si tratta di campioni biologici, che presentano una variabilità intrinseca dovuta alla variabilità biologica naturale, sono previsti ulteriori studi con dimensioni campionarie più ampie e un intervallo più ampio di dosi per confermare questi risultati.

IRRAGGIAMENTO CON UVB

Il grafico nella Fig. 5 illustra l'andamento del numero di cellule con micronuclei (MN) e aberrazioni cromosomiche (AC) in funzione della dose.

Figura 5 – Numero di cellule con MN o AC in funzione della dose

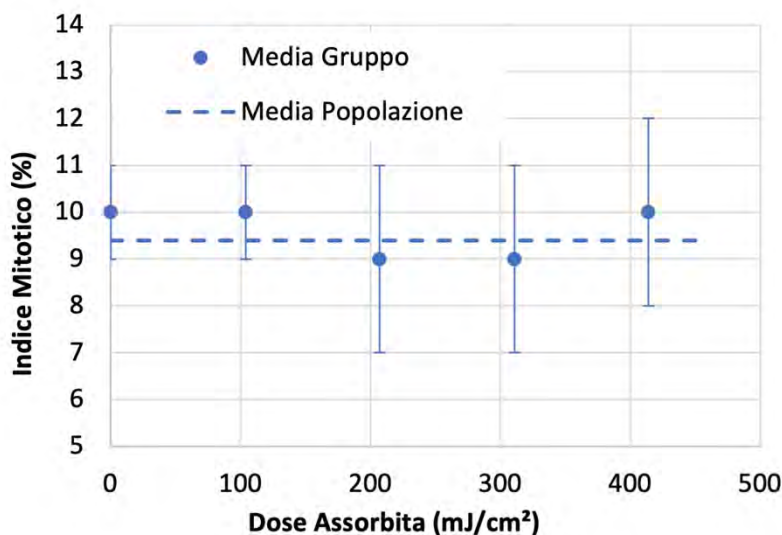


Si è osservato un aumento del numero di cellule con micronuclei (MN) e un incremento più graduale delle cellule con aberrazioni cromosomiche (AC) con l'aumento della dose. In particolare, come nel caso delle radiazioni UVC, non sono state osservate cellule con più di un micronucleo a tutte le dosi, pertanto, l'analisi si è concentrata sulle cellule con un solo micronucleo. Le aberrazioni cromosomiche osservate, simili a quelle indotte dalla radiazione UVC, includono ponti cromosomici, ritardi cromosomici e frammenti. Nella nostra analisi statistica, le AC sono state considerate senza distinzione di tipo e conteggiate come cellule con aberrazioni cromosomiche. Il danno indotto dalla radiazione sembra aumentare linearmente con l'esposizione ai raggi UV nell'intervallo di dose selezionato, come confermato anche dal coefficiente di correlazione lineare di Pearson ($r = 0,97$), che ha rivelato una relazione lineare positiva quasi perfetta. Pertanto, la correlazione dei dati è coerente con un andamento lineare, rendendo plausibile l'uso di *Allium cepa* come biosdosimetro per dosi comprese tra 0 e 414 mJ/cm².

Per quanto riguarda le aberrazioni cromosomiche, calcolate per supportare i dati sui micronuclei, il coefficiente di Pearson ($r = 0,72$) indica una correlazione ragionevolmente forte tra la dose e le aberrazioni cromosomiche. Come nei casi precedenti, sono previsti ulteriori studi con dimensioni campionarie più ampie e un intervallo di dosi più ampio per confermare questi risultati.

In modo analogo alle radiazioni UVC, è stata esaminata l'azione citotossica delle radiazioni UVB analizzando l'indice mitotico. La Figura 6 mostra livelli simili di cellule in mitosi per ciascuna dose.

Figura 6 – Indice Mitotico in funzione della dose

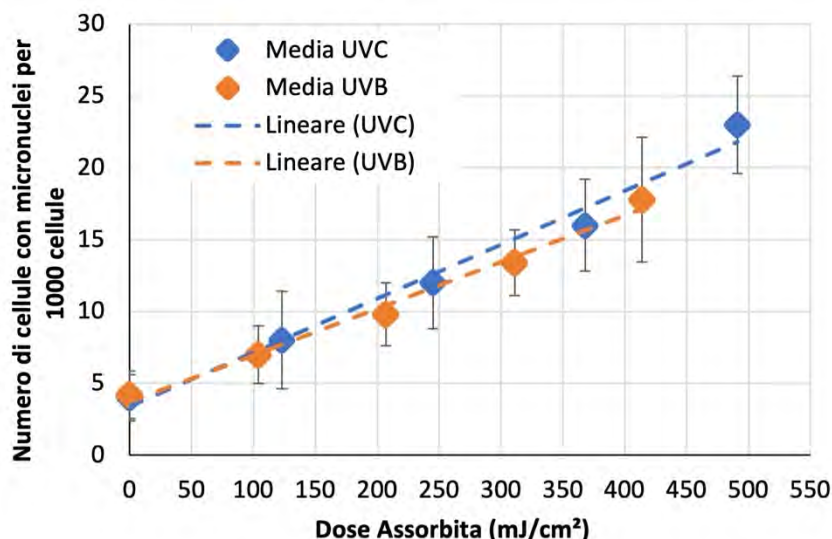


Questi dati suggeriscono che, sebbene ci sia stata una differenza statisticamente significativa tra il controllo negativo e le dosi di 207 mJ/cm² e 311 mJ/cm², tale differenza potrebbe non essere sufficiente per indicare che l'esposizione alla radiazione UVB abbia causato una variazione significativa nell'attività cellulare.

COMPARAZIONE UVC - UVB

Per confrontare l'influenza dei due tipi di radiazione UV, la Fig. 7 illustra la variazione nel numero di cellule con micronuclei in funzione della dose assorbita.

Figura 7 – Numero di cellule con MN dopo irraggiamento con UVB ed UVC

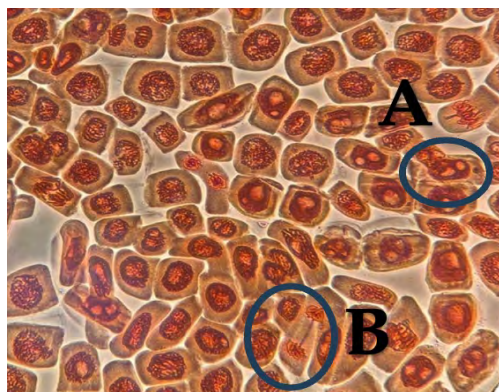


Esaminando la tendenza rappresentata da queste curve, è evidente che sia l'irraggiamento con UVC che con UVB determina un aumento nel numero di cellule con micronuclei con l'aumento della dose, indicando danni indotti dalla radiazione. Le due tendenze sono comparabili, suggerendo l'assenza di una differenza significativa nella frequenza di induzione dei micronuclei tra i due tipi di radiazione. Tuttavia, è stata osservata una differenza dal punto di vista morfologico: nelle cellule irraggiate con UVC, l'integrità della membrana citoplasmatica è stata mantenuta a tutte le dosi, e l'unico danno rilevato è stato la comparsa di MN e AC. Al contrario, le cellule irradiate con radiazione UVB mostrano una morfologia alterata caratterizzata da

rottore citoplasmatiche e degenerazioni nucleari che aumentano con la dose. La Fig. 8 mostra un esempio degli effetti della radiazione UVC sui meristemi di *Allium cepa* a 245 mJ/cm², mentre la Fig. 9 mostra un esempio degli effetti della radiazione UVB a 207 mJ/cm².

Questo risultato è coerente con il fatto che la radiazione UVC ha una forte componente di danno da ionizzazione diretta sul DNA e un picco di assorbimento a 260 nm. Al contrario, l'UVB promuove principalmente la formazione di specie reattive dell'ossigeno (ROS) altamente reattive che causano danni indiretti al DNA e innescano risposte di stress a livello molecolare, cellulare e dell'organismo.

Figura 8 - Monostrato cellulare UVC



A) Micronucleo, B) Ponte

Figura 9 - Monostrato cellulare UVB



C) e D) degenerazione del nucleo, E) Morfologia cellulare alterata

CONCLUSIONI

Questo lavoro si distingue dagli studi precedenti che si sono principalmente concentrati sugli effetti delle radiazioni ionizzanti, come le particelle Alfa (Xavier et al., 2021; d'Errico et al., 2023; Butini et al., 2024), le particelle β (Xavier et al., 2023) e i raggi gamma (Vaijapurkar et al., 2001). I risultati ottenuti in questo studio sono considerati altamente promettenti, poiché suggeriscono che *Allium cepa* potrebbe essere utilizzato come un biosensore efficace per la radiazione ultravioletta.

È stato osservato un aumento del numero di cellule con micronuclei dopo l'esposizione sia a radiazioni UVC che UVB, con l'aumento della dose, e questa tendenza sembra essere simile per entrambi i tipi di radiazione. Tuttavia, è stata notata una differenza nella morfologia cellulare in seguito all'esposizione ai due tipi di radiazione. Questa osservazione documenta il passaggio dalle interazioni della radiazione di tipo particellare a quelle di tipo ondulatorio. Gli effetti osservati offrono uno stimolo per ulteriori indagini, inclusa l'analisi degli effetti della radiazione UVA, al fine di completare la comprensione dell'intero spettro della radiazione ultravioletta. Lo studio fa parte di un'indagine collaborativa multicentrica, in cui sono previsti ulteriori studi e raccolte di dati per confermare la validità dei risultati ottenuti e delle ipotesi formulate.

Bibliografia

- Bagatini, M.D., Vasconcelos, T.G., Laughinghouse IV, H.D., Martins, A.F., & Tedesco, S.B. *Biomonitoring Hospital Effluents By Allium cepa L. Test* (2009). Bulletin of Environmental Toxicology and Contamination.
- Bhardwaj, S.K., Singh, H., Deep, A., Khatri, M., Bhaumik, J., Kim, K.H., & Bhardwaj, N. *UVC-based photoinactivation as an efficient tool to control the transmission of coronaviruses* (2021). The Science of the Total Environment, 792, 148548.
- Bolsunovsky, A.Y., Trofimova, E.A., Zueva, A.V., Demytyev, D.V., & Petrichenkov, M.V. *Effect of Gamma Radiation on Cytogenetic and Growth Endpoints of Allium cepa Seedlings in Long-Term Experiments* (2022). Doklady Biochemistry and Biophysics, 503(1), 85-89.
- Bonciu, E., Firbas, P., Fontanetti, C. S., Wusheng, J., Karaismailoğlu, M. C., Liu, D., Menicucci, F., et al. *An Evaluation for the Standardization of the Allium Cepa Test as Cytotoxicity and Genotoxicity Assay* (2018). Caryologia, 71(3), 191-209.

- Butini, T., Barco, F., Cascone, M.R., Ciolini, R., Quattrocchi, M., Rosellini, E., Torres Novaes, J.A., Xavier, M.N., de Souza Lalic, S., & d'Errico, F. *Biodosimetry of ionizing radiations at different LET levels through cytogenetic endpoints in Allium cepa meristems* (2024). Radiation Measurements.
- d'Errico, F., Barco, F., Butini, T., Cascone, M.G., Ciolini, R., Quattrocchi, M., Rosellini, E., Hulber, T., Torres Novaes, J.A., Xavier, M.N., & de Souza Lalic, S. *Radiation monitoring with plant-based biotas and an automated micronucleus scoring approach* (2023). EPJ Web Conf., 288, 09007.
- Delic, N.C., Lyons, J.G., Di Girolamo, N., & Halliday, G.M. *Damaging Effects of Ultraviolet Radiation on the Cornea*(2017). Photochemistry and Photobiology, 93(4), 920-929.
- Diffey, B.L. *Sources and measurement of ultraviolet radiation* (2002). Methods, 28(1), 4-13.
- de Souza, S.O., Cardoso Jr, A.A., Craveiro Sarmiento, A.S., & d'Errico, F. *Effectiveness of a UVC air disinfection system for the HVAC of an ICU* (2022). European Physical Journal Plus, 137(1), 37.
- Elgujja, A.A., Altalhi, H.H., & Ezreqat, S. *Review of the Efficacy of Ultraviolet C for Surface Decontamination* (2020). Journal of Nature and Science of Medicine, 3(1), 8-12.
- Feretti, D., Zerbini, I., Zani, C., Ceretti, E., Moretti, M., & Monarca, S. *Allium cepa chromosome aberration and micronucleus tests applied to study genotoxicity of extracts from pesticide-treated vegetables and grapes* (2007). Food Additives and Contaminants, 24(6), 561-572.
- Guerra, M., & Souza, M.J. *Como observar cromossomos: Um guia de técnica em citogenética vegetal, animal e humana*(2002).
- Hammer, Ø., Harper, D.A.T., & Ryan, P.D. *Past: paleontological statistics software package for education and data analysis* (2001). Palaeontol. Electron., 4(1), 1-9.
- Hazra, A., & Gogtay, N. *Biostatistics Series Module 1: Basics of Biostatistics* (2016). Indian Journal of Dermatology, 61(1), 10-20.
- Leme, D.M., de Angelis, D.deF., & Marin-Morales, M.A. *Action mechanisms of petroleum hydrocarbons present in waters impacted by an oil spill on the genetic material of Allium cepa root cells* (2008). Aquatic Toxicology, 88(4), 214-219.
- Leme, D.M., & Marin-Morales, M.A. *Allium cepa test in environmental monitoring: a review on its application* (2009). Mutation Research, 682(1), 71-81.
- Mishra, P., Pandey, C.M., Singh, U., Gupta, A., Sahu, C., & Keshri, A. *Descriptive statistics and normality tests for statistical data* (2019). Annals of Cardiac Anaesthesia, 22(1), 67-72.
- Nefic, H., Musanovic, J., Metovic, A., & Kurteshi, K. *Chromosomal and nuclear alterations in root tip cells of Allium cepa L. Induced by alprazolam* (2013). Medical Archives, 67(6), 388-392.
- Rogers, W.J. *Steam and dry heat sterilization of biomaterials and medical devices* (2012). In Sterilisation of Biomaterials and Medical Devices (pp. 20-55).
- Russell, W.M.S., & Burch, R.L. *The Principles of Humane Experimental Technique* (1959). Free digital edition. Johns Hopkins Center for Alternatives to Animal Testing (CAAT).
- Saghizadeh, M., Gharaati, M.R., Mohammadi, S.H., & Ghiassi-Nejad, M. *Evaluation of DNA damage in the root cells of Allium cepa seeds growing in soil of high background radiation areas of Ramsar-Iran* (2008). Journal of Environmental Radioactivity, 99(10), 1698-1702.
- Schneider, L.A., Hinrichs, R., & Scharffetter-Kochanek, K. *Phototherapy and photochemotherapy* (2008). Clinics in Dermatology, 26(5), 464-476.
- Seven, B., Çavuşoğlu, K., Yalçın, E., & Çavuşoğlu, K. *Allium cepa L. (amaryllidaceae) kök ucu hücreleri üzerine ultraviyole radyasyonun fizyolojik ve genotoksik etkilerinin araştırılması* (2015). Cumhuriyet Üniversitesi Fen Edebiyat Fakültesi Fen Bilimleri Dergisi, 36(5), 24-31.
- Singh, H., Bhardwaj, S.K., Khatri, M., Kim, K.H., & Bhardwaj, N. *UVC radiation for food safety: An emerging technology for the microbial disinfection of food products* (2021). Chemical Engineering Journal, 417, 128084.
- Tedesco, S.B., & Laughinghouse, H.D. IV. *Bioindicator of genotoxicity: the Allium cepa Test* (2012). Environmental Contamination (pp. 138-156).
- Ulanovsky, A. *Dosimetry for animals and plants: contending with biota diversity* (2016). Annals of the ICRP, 45(1 Suppl), 225-238.
- Vaijapurkar, S.G., Agarwal, D., Chaudhuri, S.K., Senwar, K.R., & Bhatnagar, P.K. *Gamma-irradiated onions as a biological indicator of radiation dose* (2001). Radiation Measurements, 33(5), 833-836.
- Xavier, M.N., Pantaleão, S.M., Scher, R., Ciolini, R., d'Errico, F., & Souza, S.O. *Allium cepa used as a dosimetry system in nuclear and radiological emergencies* (2021). European Physical Journal Plus, 136(6).
- Xavier, M.N., Torres Novaes, J.A., Cavalcante Silva, A.C., Silva Alves, A.V., Bryanne Araujo Santos, M.J., de Moraes Pantaleão, S., Scher, R., d'Errico, F., & Oliveira de Souza, S. *Cytogenetic effects of β -particles in Allium cepa cells used as a biological indicator for radiation damages* (2023). Journal of Environmental Radioactivity, 259-260, 107109.

In strada per la protezione delle persone attraverso la mappatura del territorio

Erik Imperial¹, Leo Cerise¹, Simone Malacarne¹, Filippo Berlier¹, Valeria Bottura¹

¹A.R.P.A. Valle d'Aosta- Loc. La Maladière - Rue de La Maladière, 48 - 11020 St. Christophe (AO)

e.imperial@arpa.vda.it

Riassunto

Nel corso dell'anno 2023, la Regione Autonoma Valle d'Aosta ha aderito al "Terzo Programma di contributi per esigenze di tutela ambientale connesse alla minimizzazione dell'intensità e degli effetti dei campi elettrici, magnetici ed elettromagnetici" istituito dal Ministero della Transizione Ecologica, coinvolgendo ARPA Valle d'Aosta per la realizzazione dei progetti. In tale circostanza ARPA ha acquistato un nuovo dispositivo di misura in banda larga del campo elettrico a radiofrequenza (Microrad – Fly Probe), che permette di acquisire anche in movimento una serie continua di dati georeferenziati. In aggiunta allo strumento di misura è stato acquisito un supporto regolabile appositamente realizzato per essere installato sull'automobile di servizio, in modo da effettuare misure istantanee lungo le strade. Con questa configurazione le misure sono eseguite ad un'altezza di circa 2 metri dal piano di campagna ed è stato scelto un tempo di campionamento di un valore ogni secondo. Questa nuova tipologia di misurazione permette di coprire ampie zone di territorio in tempi relativamente contenuti acquisendo un numero molto elevato di valori di campo elettrico, garantendo una maggiore densità ed uniformità di copertura rispetto a misure singole riducendo notevolmente il numero di uscite ed il tempo di misura, consentendo, ad esempio, di eseguire il monitoraggio più volte nell'arco dell'anno per un confronto stagionale dei dati.

Nel presente lavoro viene presentata innanzi tutto la comparazione tra i risultati delle misurazioni effettuate sul territorio del comune di Aosta con il metodo dei punti singoli georeferenziati usato negli anni passati e il nuovo metodo sopra descritto, aggiungendo in questo caso anche la comparazione tra diverse stagioni (estate e inverno). In più si mostrano i risultati di altre misurazioni effettuate in una località a specifica vocazione turistica.

I risultati opportunamente elaborati possono fornire un'indicazione dell'esposizione media nella zona controllata e anche evidenziare eventuali zone critiche in cui effettuare una verifica successiva per il rispetto dei limiti normativi. Inoltre, permette di effettuare uno studio sulla stagionalità dei valori di campo presenti sul territorio, molto importante in località a vocazione turistica dove in certi periodi dell'anno l'afflusso di un numero elevato di persone comporta un notevole innalzamento dei valori di campo immessi in ambiente.

INTRODUZIONE

Nel corso dell'anno 2023, grazie all'adesione della Regione Autonoma Valle d'Aosta al "Terzo Programma di contributi per esigenze di tutela ambientale connesse alla minimizzazione dell'intensità e degli effetti dei campi elettrici, magnetici ed elettromagnetici" istituito dal Ministero della Transizione Ecologica, ARPA Valle d'Aosta, per la realizzazione dei progetti, ha acquistato un nuovo dispositivo di misura (Microrad – Fly Probe) che permette di acquisire anche in movimento una serie continua di dati in punti georeferenziati, vedi Figura 1.

Figura 1 – Dettaglio Strumento Fly Probe



Lo strumento può essere munito di un supporto regolabile da installare, ad esempio, su di un mezzo di trasporto: proprio per questa possibilità è stato acquistato il supporto modificato opportunamente per essere installato sull'auto di servizio ed eseguire, così, misure in continuo lungo le strade.

Con lo strumento così installato le misure sono effettuate ad una altezza di circa 2.0 metri dal piano di campagna ed è stato scelto un tempo di campionamento di un valore ogni secondo. Questa nuova tipologia di misurazione permette di coprire ampie zone di territorio in tempi relativamente contenuti acquisendo un numero molto elevato di valori di campo elettrico, garantendo una maggiore densità ed uniformità di copertura rispetto a misure spot.

L'esecuzione delle misure risulta molto più agevole rispetto al metodo tradizionale che permette di ridurre notevolmente il numero di uscite ed il tempo di misura, consentendo di eseguire il monitoraggio più volte nell'arco dell'anno, anche per un eventuale confronto stagionale dei dati.

LE MISURE SUL COMUNE DI AOSTA

A partire dall'anno 2003, sul territorio del comune di Aosta sono state svolte misure in banda larga mediate sui 6 minuti su di un reticolo di circa 600 punti, lungo le strade, a 1.5 metri dal piano di campagna in modo da coprire il territorio comunale. Tutte le misure sono state effettuate secondo quanto indicato nella normativa tecnica vigente al momento.

Concluso l'incarico ricevuto dal Comune di Aosta, l'ARPA ha continuato fino ad oggi a ripetere annualmente le misure in banda larga a livello stradale in specifici punti di controllo scelti come sottoinsieme degli oltre 600 monitorati nel primo intervento: per tenere conto dell'aumento di postazioni radio base sul territorio comunale e della modifica dell'edificato, il primo insieme di 78 punti è stato ampliato fino ai 93 attuali [1] [2] [3].

Proprio per perfezionare questo tipo di controllo sulla città di Aosta, aumentando i punti di misura senza aumentare il tempo necessario all'acquisizione dei dati, è stato utilizzato il nuovo sistema di misura, che si è dimostrato estremamente efficiente.

Nelle figure sottostanti (Figure 2÷5) si vogliono mettere a confronto i risultati ottenuti con le due modalità di misurazione: 93 punti acquisiti facendo la media ogni 6 minuti e decine di migliaia di punti acquisiti in movimento ogni secondo.

Nell'immagine di Figura 2 si rappresenta il metodo utilizzato finora con i 93 punti distribuiti sul territorio, mentre nell'immagine di Figura 3 sono raffigurati i punti acquisiti lungo il reticolo stradale. Risulta subito evidente la diversa quantità e distribuzione dei punti di misura. Il fatto che i rilievi effettuati in movimento lungo il reticolo stradale sono ripetuti più volte sia nello spazio che nel tempo, a causa della segnaletica e della viabilità cittadina (semafori, traffico, lavori in corso ecc.), compensa la notevole riduzione del tempo di ogni singola misura effettuata con il nuovo metodo rispetto ai canonici 6 minuti delle misure singole.

Analogamente, nelle immagini di Figura 4 e di Figura 5, si riportano le interpolazioni di tipo Natural Neighbour che ARPA ha effettuato sui dati rilevati nel periodo estivo 2023 sia con il vecchio metodo dei punti di misura fissi sia con il nuovo metodo con la strumentazione posta su veicolo.

Figura 2 – Punti di misura e Stazioni Radio Base nel comune di Aosta

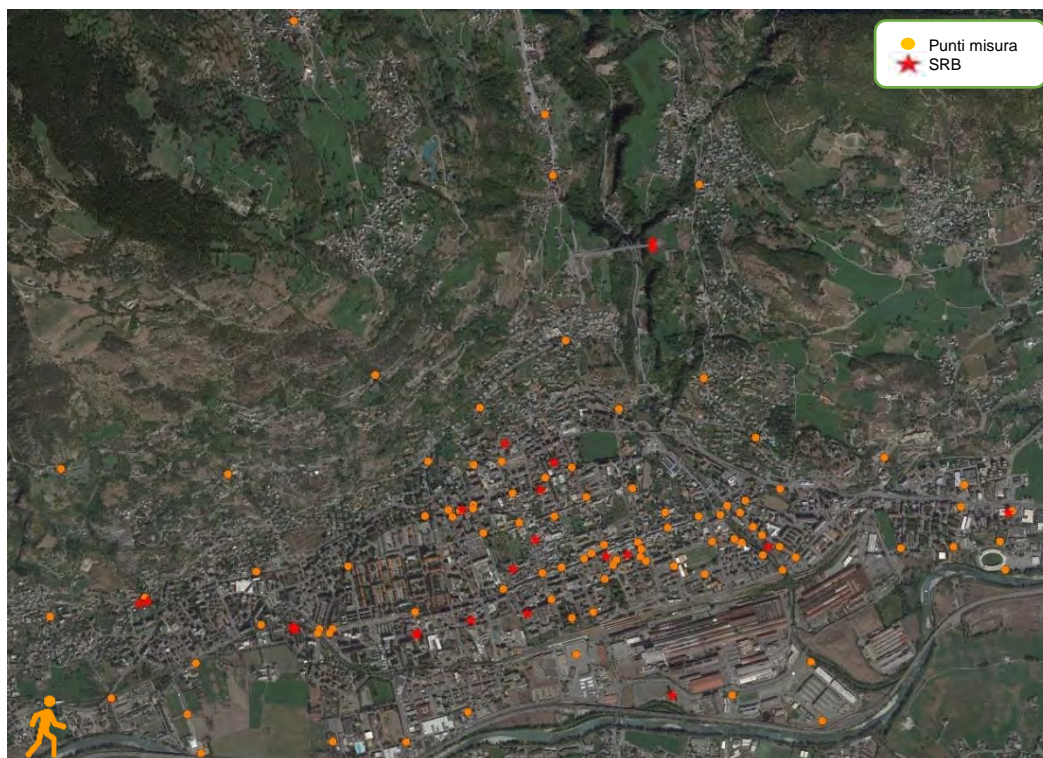


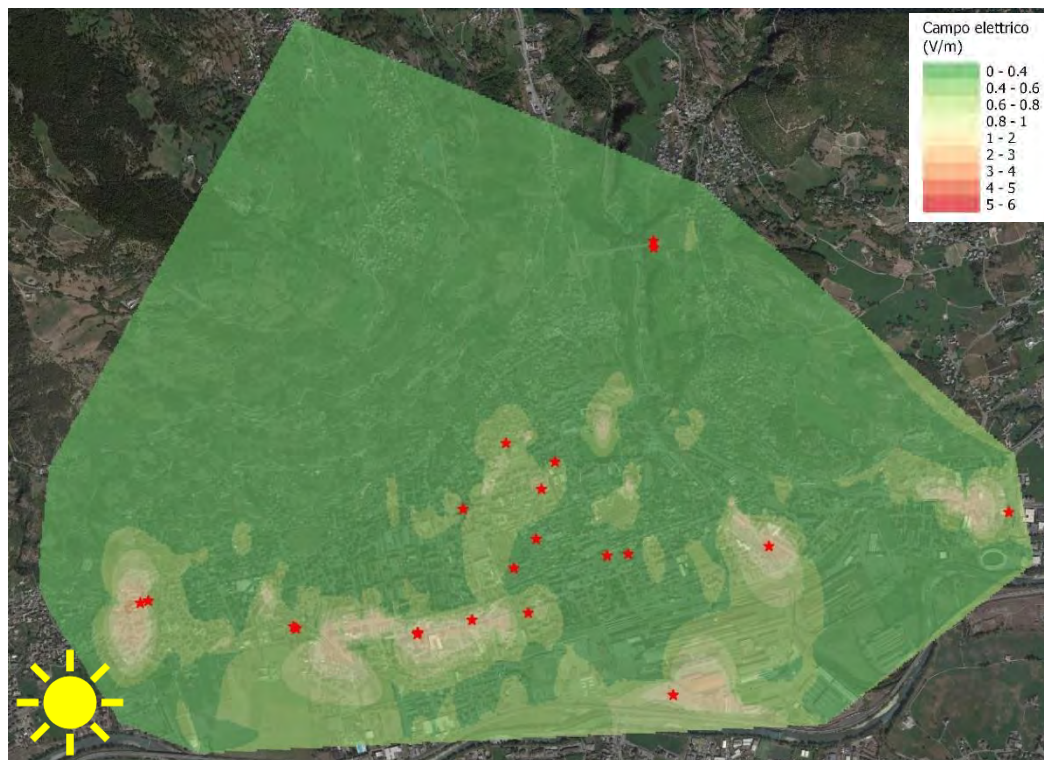
Figura 3 – Punti di misura lungo reticolo stradale e Stazioni Radio Base nel comune di Aosta



Figura 4 – Interpolazione tipo Natural Neighbour in relazione ai punti di misura nel comune di Aosta estate 2023



Figura 5 – Interpolazione tipo Natural Neighbour in relazione ai punti di misura lungo reticolo stradale nel comune di Aosta estate 2023



Visto lo scopo per cui vengono effettuate tali misurazioni di tipo conoscitivo e statistico, il nuovo metodo di misura risulta attendibile perché la densità delle misure compensa il tempo ridotto di acquisizione e restituisce una elaborazione successiva molto più accurata: l'interpolazione effettuata con molti più punti risulta più definita nell'intorno delle sorgenti, individuate sulla mappa dalle stelline rosse.

CONFRONTO STAGIONALE

Visto che molti dei comuni della regione Valle d'Aosta hanno vocazione turistica il nuovo metodo di misura, ottimale per le mappature di vaste aree, è stato utilizzato per verificare eventuali variazioni stagionali dei livelli di campo elettrico a radiofrequenza, dovute alla diversa presenza di persone nei differenti periodi dell'anno.

In primis, avendo già effettuato questo tipo di controllo nel passato con il metodo dei punti spot, è stata analizzata la situazione del comune di Aosta; successivamente sono state effettuate le valutazioni su due località chiaramente votate al turismo di montagna: Breuil-Cervina e Courmayeur.

Purtroppo per Breuil-Cervina, a seguito dei problemi sorti a causa dell'alluvione verificatasi all'inizio del mese di luglio 2024, non è stato possibile effettuare le misure nel periodo estivo per cui verranno mostrate le misure e la valutazione solo per il comune di Courmayeur.

CITTÀ DI AOSTA

La città di Aosta, dal punto di vista del turismo, è meno legata alla stagionalità perché, oltre ad essere una località di montagna, è un luogo ricco di tradizioni, arte e storia: sul suo territorio sono presenti alcuni tra i reperti archeologici meglio conservati di varie epoche: area megalitica, resti romani, edifici medievali. Inoltre è il centro più popolato della Valle nonché il centro politico e sociale, per cui l'afflusso turistico è distribuito più uniformemente durante tutto l'anno e, perciò, l'aumento di persone è meno impattante rispetto ad altre località.

Già il controllo estate/inverno effettuato durante l'intervento richiesto dal comune nel 2004 aveva mostrato che sostanzialmente non c'erano differenze tra le due stagioni.

A distanza di 20 anni, e avendo a disposizione un metodo differente, è stato giudicato significativo riproporre lo studio.

Le misure sono state eseguite nel periodo invernale (febbraio 2024) ed estivo (luglio 2024). Nelle mappe seguenti vengono riportati i risultati delle misure eseguite e le elaborazioni con le interpolazioni di tipo Natural Neighbour: rispettivamente in Figura 6 si riporta il reticolo stradale seguito (che è stato ampliato rispetto a quello utilizzato per le misure di verifica di confronto tra i due metodi), in Figura 7 è riportata l'interpolazione nel periodo invernale e in Figura 8 l'interpolazione del periodo estivo.

Figura 6 – Punti di misura lungo reticolo stradale e Stazioni Radio Base nel comune di Aosta 2024



Figura 7 – Interpolazione tipo Natural Neighbour in relazione ai punti di misura lungo reticolo stradale nel comune di Aosta inverno 2024

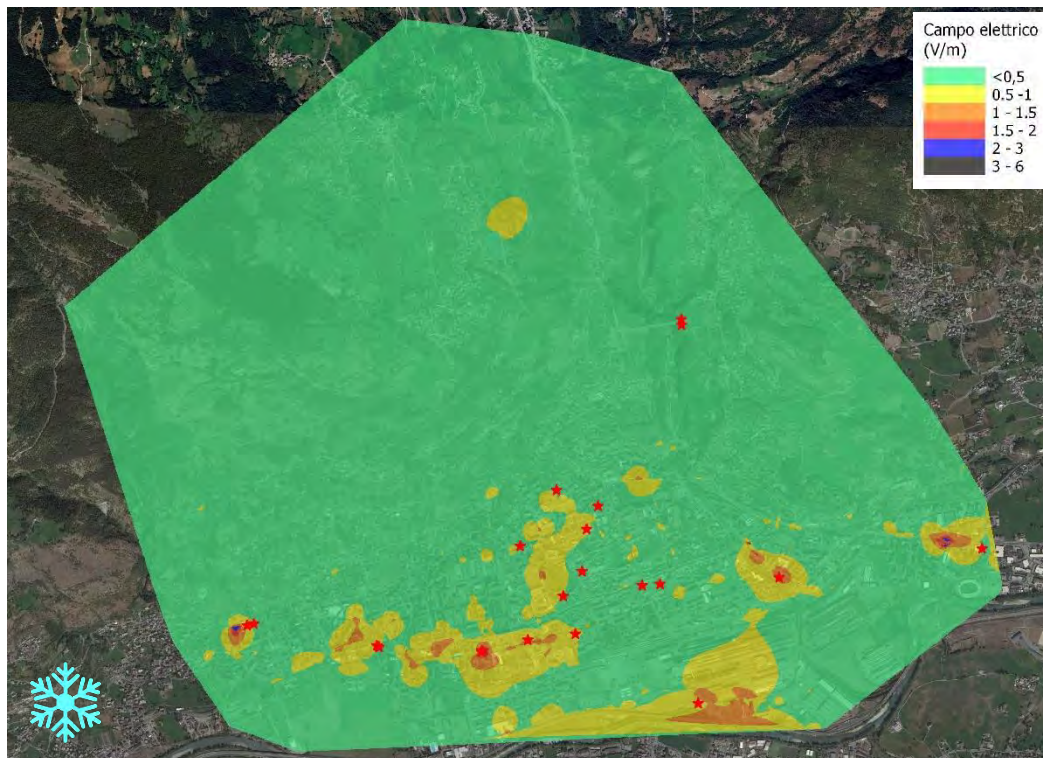
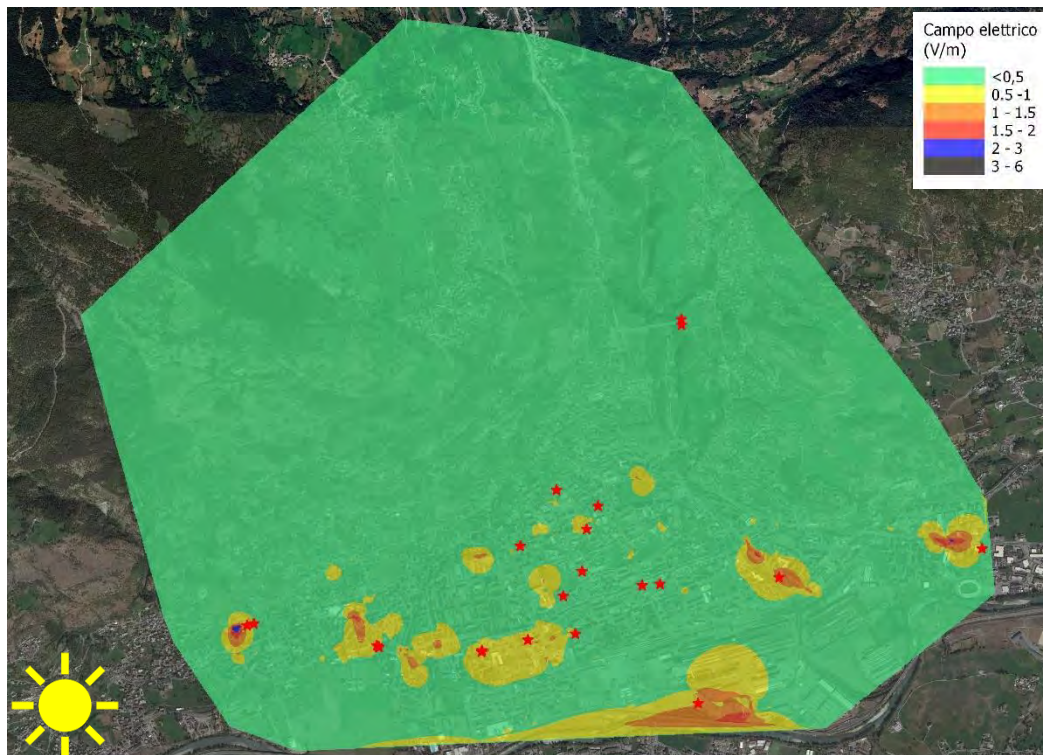


Figura 8 – Interpolazione tipo Natural Neighbour in relazione ai punti di misura lungo reticolo stradale nel comune di Aosta estate 2024



Le analisi delle interpolazioni eseguite per l'anno 2024 confermano che sul territorio del comune di Aosta non vi è una differenza sostanziale dovuta alle due stagionalità messe a confronto: si nota solo una maggior espansione del campo elettrico nel periodo invernale rispetto a quello estivo in alcune aree del territorio. Da una prima analisi è stato osservato che tali aree sono quelle in cui i viali sono alberati, quindi nel periodo estivo la presenza delle fronde probabilmente determina una più significativa schermatura del campo.

COMUNE DI COURMAYEUR

Il comune di Courmayeur è senz'altro una località montana a specifica vocazione turistica nei periodi invernali per lo sci e in quelli estivi per le escursioni sulle vette. Inoltre non presenta un numero elevato di residenti tutto l'anno e nei periodi ad alta affluenza turistica la popolazione può aumentare considerevolmente, addirittura fino al 60%.

Questo aumento considerevole di persone porta con sé un incremento della richiesta di servizi legati alle connessioni in banda larga che comporta sicuramente un aumento dei livelli di campo elettrico generati dagli impianti di telefonia mobile.

Questo aspetto viene evidenziato anche dai dati riportati nei database dei gestori per il controllo delle potenze e dei fattori di riduzione sulle 24 ore ($\alpha 24$): infatti, quasi sempre e per quasi tutti i gestori, negli anni si sono registrati superamenti sia dei parametri $\alpha 24$ sia della potenza media reale nei periodi di maggior afflusso di turisti (le festività natalizie e la settimana di ferragosto). Questi superamenti vengono tuttavia accertati qualche settimana dopo, in quanto i gestori non compilano istantaneamente i loro database e dunque quando ARPA rileva l'infrazione questa è, nella maggior parte dei casi, già rientrata.

Con il nuovo sistema di misura e la successiva elaborazione, a seguito di un eventuale notevole aumento dei valori di campo elettrico rilevati in determinate aree, si potrebbe immediatamente prevedere ed attuare misure mirate in zone circoscritte per la verifica del rispetto dei limiti normativi.

Per il comune di Courmayeur le misure sono state eseguite nel periodo primaverile (aprile/maggio 2024), considerato di bassa stagione turistica, ed estivo (agosto 2024), considerato di alta stagione turistica.

Nelle mappe seguenti vengono riportati i risultati delle misure eseguite e le elaborazioni con le interpolazioni di tipo Natural Neighbour: in

Figura 9 il reticolo stradale seguito, in Figura 10/a l'interpolazione nel periodo di bassa stagione turistica e in Figura 10/b l'interpolazione nel periodo di alta stagione turistica.

Figura 9 – Punti di misura lungo reticolo stradale e Stazioni Radio Base nel comune di Courmayeur 2024

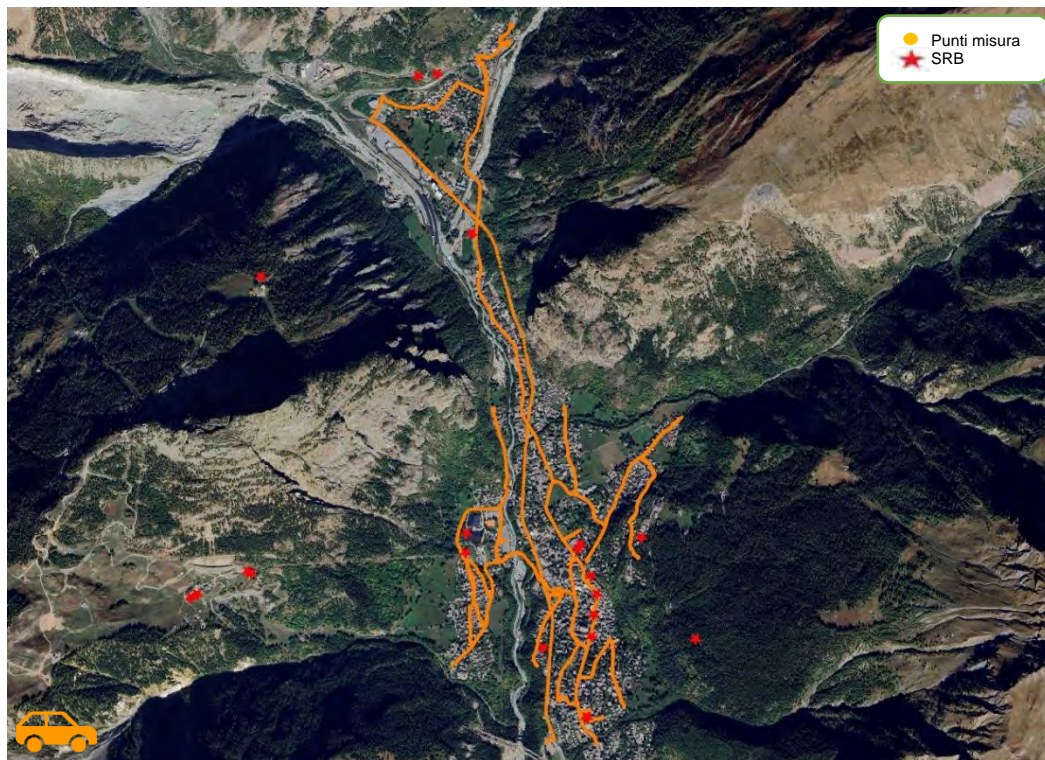
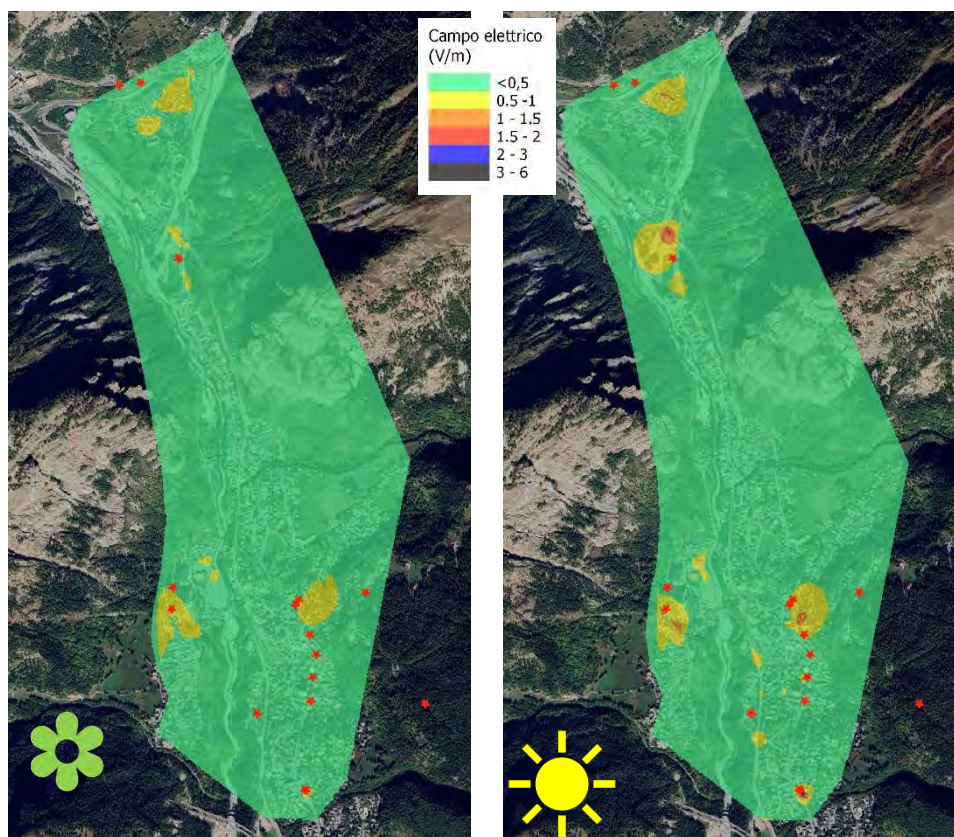


Figura 10 – Interpolazione tipo Natural Neighbour in relazione ai punti di misura lungo reticolo stradale nel comune di Courmayeur 2024

Figura 10/a primavera

Figura 10/b estate



Sul territorio del comune di Courmayeur, nel periodo estivo i valori di campo elettrico sono più diffusi e più intensi nei pressi delle postazioni radioelettriche rispetto a quello primaverile: in alcune aree si registra addirittura il raddoppio dei valori misurati.

La differenza effettiva dovuta alle due stagionalità messe a confronto è evidente pur trattandosi di misure effettuate a livello strada.

CONCLUSIONI

Le nuove misurazioni, rese possibili dal dispositivo Microrad – Fly Probe, rappresentano per l’Agenzia un significativo ausilio nel monitoraggio ambientale dei campi elettromagnetici a radiofrequenza. La possibilità di raccogliere dati in movimento consente di coprire ampie aree in tempi ridotti, garantendo una densità e una uniformità di copertura maggiori rispetto ai metodi tradizionali. Questo approccio ha evidenziato una migliore precisione delle analisi e delle interpolazioni successive, confermando l’affidabilità del nuovo metodo di misura.

Le misurazioni effettuate sul territorio del comune di Aosta hanno confermato le valutazioni prodotte nell’arco di vent’anni, tra le quali che non vi sono sostanziali differenze dovute alla stagionalità.

Le valutazioni effettuate sul territorio del comune di Courmayeur hanno invece chiaramente dimostrato che nel periodo di alta stagione turistica i livelli di campo elettrico immessi in ambiente aumentano notevolmente anche a livello stradale, arrivando in alcune aree a raddoppiare.

Bibliografia

[1] Bottura Valeria¹, Bredy Robert¹, Cappio Borlino Marco¹, Cerise Leo¹, Imperial Erik¹, Magri Tiziana¹

¹A.R.P.A. Valle d’Aosta

Monitoraggio sul territorio del comune di Aosta: inseguendo i cambiamenti
Convegno Nazionale AIRP 2021

[2] Bottura Valeria¹, Cappio Borlino Marco¹, Cerise Leo¹, Desandré Claudia¹, Imperial Erik¹

¹A.R.P.A. Valle d’Aosta

Misure di campo elettrico a radiofrequenza in ambiente ripetute nel tempo

V Convegno Nazionale Agenti Fisici “Il controllo degli agenti fisici: ambiente, salute e qualità della vita”
Novara 2012

[3] Bottura Valeria¹, Cappio Borlino Marco¹, Cerise Leo¹, Imperial Erik¹, Marzia Mathiou¹

¹A.R.P.A. Valle d’Aosta

RF electric field repeated measurements in urban environment

6th International Workshop on Biological Effects of Electromagnetic Fields
Bodrum, Turkey 2010

Laser in odontoiatria: analisi della percezione del rischio da parte degli operatori sanitari

Maurizio Diano¹, Elisa Fazio², Andrea Bogi³, Claudia Giliberti⁴

¹Unità Op. Territoriale di Certificazione, Verifica e Ricerca, Direz. Reg.le Calabria, INAIL, Catanzaro

²Tecnico della prevenzione nell'ambiente e nei luoghi di lavoro, Roma

³Laboratorio di Sanità Pubblica, Azienda USL Toscana Sud Est, Siena

⁴Dip. Innovazioni Tecnologiche, sicurezza impianti produttivi e insediamenti antropici, INAIL, Roma

m.diano@inail.it – c.giliberti@inail.it – andrea.bogi@uslsudest.toscana.it

Riassunto

Il lavoro, attraverso la somministrazione di un questionario realizzato ad hoc, vuole fornire un quadro preliminare sulla consapevolezza dei rischi legati all'utilizzo degli Apparati Laser in ambito Odontoiatrico (ALOd). L'uso di questi sistemi consente di aumentare la precisione dei trattamenti, ridurre i tempi di lavoro, favorendo un decorso post-operatorio più rapido, ma particolare attenzione deve essere riservata alla sicurezza di operatori e pazienti, I requisiti di sicurezza da adottare nell'ALOd È stato pertanto predisposto un questionario, somministrato a circa 50 professionisti del settore odontoiatrico, con lo scopo di indagare la percezione del rischio da parte degli operatori sanitari che usano ALOd e la conoscenza delle procedure di sicurezza da mettere in atto. Nella prima parte del questionario, a cura del responsabile del presidio, vengono richiesti dati relativi alla tipologia della struttura e dettagli sugli ALOd presenti. Sono, inoltre, richieste informazioni sui protocolli di manutenzione degli apparati e sull'organizzazione in sicurezza degli spazi di lavoro. La seconda parte è rivolta al personale che usa gli ALOd, con una serie di quesiti riguardanti l'esperienza professionale specifica, la formazione del personale e la corretta applicazione dei protocolli di sicurezza (ad es. uso dei DPI, presenza di dispositivi di protezione collettiva, ecc.). I risultati mostrano scarsa conoscenza, consapevolezza e attenzione alla sicurezza di operatori, assistenti e pazienti. Un dato di rilievo è l'assenza, nella maggior parte delle strutture, della figura dell'Esperto Sicurezza Laser e dei sistemi di sicurezza suggeriti dalle norme tecniche (pittogrammi, segnali di pericolo, ecc.). Risultano pertanto necessarie azioni formative specialistiche rivolte a tutti gli attori in gioco, operatori, datori di lavoro, valutatori del rischio ed organi di vigilanza, poiché è soprattutto da questi ultimi che deve partire lo stimolo per fare in modo che tali rischi vengano correttamente gestiti all'interno delle strutture odontoiatriche

INTRODUZIONE

I laser sono utilizzati in ambito medico da oltre quattro decenni, inizialmente soprattutto nel settore oftalmico. Progressivamente l'uso degli apparati laser si è diffuso in altre pratiche mediche, dermatologia, ginecologia, neurochirurgia, otorinolaringoiatria e più recentemente, anche in ambito odontoiatrico (Sloney & Wolbarsht, 1989). I progressi negli standard di utilizzo dei laser odontoiatrici hanno consentito notevoli miglioramenti nei trattamenti sull'apparato boccale, soprattutto in ambito della chirurgia parodontale, consentendo di ottenere risultati migliori rispetto ai metodi convenzionali. L'uso di apparati laser in odontoiatria (ALOd) consente, infatti, di ridurre sia i tempi di lavoro che il dolore durante l'intervento, con conseguente minor uso di anestetico, favorendo un decorso post-operatorio più rapido (Hegde, 2018). Ogni specialità dell'odontoiatria è stata, comunque, ampiamente influenzata dall'uso della tecnologia laser essendo possibile sfruttare tali dispositivi come strumento diagnostico per l'individuazione della carie, del tartaro sotto gengivale, come strumento di taglio per i tessuti dentali, come strumento di disinfezione dei canali radicolari e in molte altre pratiche dentistiche (Liaqat, et al., 2022). Nonostante l'uso sempre più diffuso e la continua evoluzione tecnologica, a causa di una scarsa percezione dei rischi specifici dovuta ad una limitata conoscenza delle relative problematiche, scarsa considerazione è riservata dal personale medico alla gestione dei rischi per la sicurezza, che coinvolgono sia gli operatori che i pazienti, determinati dalla pericolosità intrinseca degli apparati laser odontoiatrici (Parker, 2007).

Scopo del presente lavoro è focalizzare il problema della gestione della sicurezza degli apparati laser indagando quali metodi, fra quelli suggeriti dalle norme tecniche per prevenire potenziali condizioni di rischio, sono realmente applicati negli studi odontoiatrici.

I LASER UTILIZZATI IN AMBITO ODONTOIATRICO

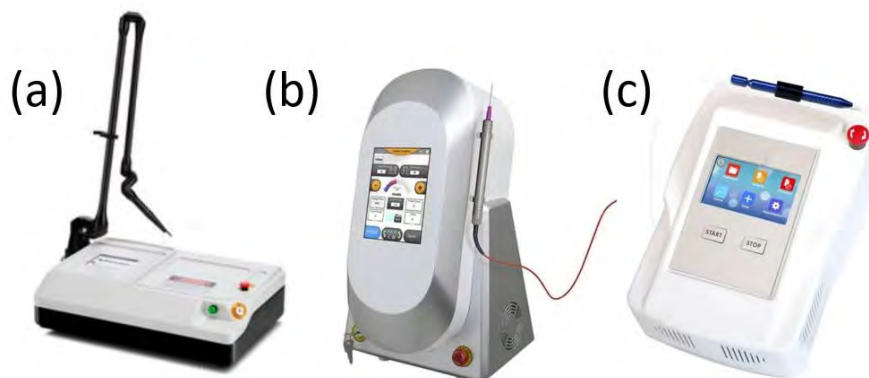
I laser utilizzati in ambito odontoiatrico hanno un principio di funzionamento simile a quello di altri dispositivi laser, con opportune specificità dovendosi adoperare su tessuto biologico. Si tratta di un dispositivo optoelettronico in grado di produrre un fascio di luce con proprietà comuni ad altri sistemi laser: monocromaticità, coerenza e collimazione. La particolarità dei laser utilizzati in ambito odontoiatrico deriva dall'uso di particolari lunghezze d'onda, che hanno specifica affinità con il tessuto biologico da trattare, e dalla modalità di erogazione del fascio. Tra i laser maggiormente usati in ambito odontoiatrico (tab. 1), il laser Nd:YAG, ad esempio, emette un fascio caratterizzato da una lunghezza d'onda $\lambda=1064$ nm che ha un'affinità molto elevata con l'emoglobina ed un conseguente significativo effetto sui tessuti molli, il laser Er:YAG, invece, con una lunghezza d'onda pari a 2940 nm è fortemente assorbito dall'acqua e dall'idrossiapatite, materiale costituente la dentina, ed ha una grande affinità con la struttura dentale (P.Anitha & Sukumaran, 2020).

A seconda del tipo di trattamento da effettuare, la luce laser viene erogata sul tessuto bersaglio tramite un cavo in fibra ottica, una guida d'onda cava o un braccio articolato e con specifici applicatori dotati di lente di focalizzazione o a fibra sagomata.

Tabella 1 - Diversi tipi di laser comunemente usati in odontoiatria

Tipo di laser	Mezzo attivo	Lunghezza d'onda	Sistema di erogazione
Gas	Argon (Ar)	488 nm – 515 nm	Fibra ottica
Gas	Elio-Neon (He-Ne)	633 nm	Fibra ottica
Gas	Anidride carbonica (CO ₂)	9600 nm – 10600 nm	Braccio articolato, Guida d'onda
Stato solido	Gallio-Alluminio-Arsenico (GaAlAs)	532 nm	Fibra ottica
Stato solido	Granato di Ittrio ed Alluminio drogato al Neodimio (Nd:YAG)	1064 nm	Fibra ottica
Stato solido	Granato di Ittrio, Scandio e Gallio drogato con Erblio e Cromo (Er,Cr:YSGG)	2780 nm	Fibra ottica
Stato solido	Granato di Ittrio ed Alluminio drogato con Erblio (Er:YAG)	2940 nm	Fibra ottica, Braccio articolato, Guida d'onda
Semiconduttore	Diodo	635 nm – 670 nm – 810 nm – 830 nm – 980 nm	Fibra ottica

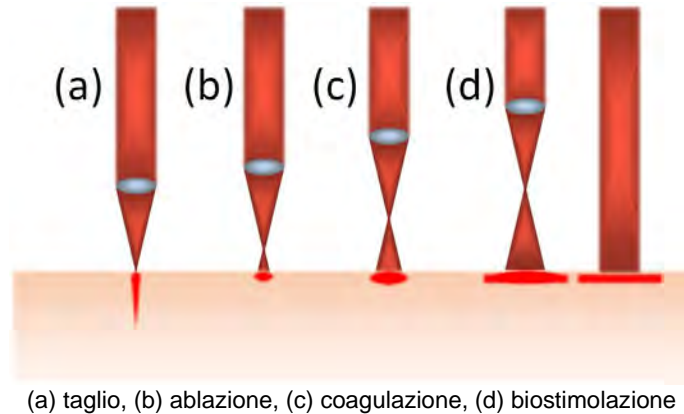
Figura 1 – Esempi di laser odontoiatrici da tavolo in classe 4: (a) CO₂, (b) diodo, (c) ND:YAG



Con specifiche impostazioni delle caratteristiche del fascio laser in termini di lunghezza d'onda, potenza del fascio, modalità di erogazione e tipo di applicatore, si possono ottenere diversi effetti sul tessuto biologico, che vanno dal taglio alla ablazione, con fascio più o meno focalizzato, ovvero alla coagulazione, quando il fascio è defocalizzato; fasci a bassa potenza non focalizzati o defocalizzati possono, invece, essere utilizzati per la biostimolazione con effetto antinfiammatorio, sollievo dal dolore, stimolo della crescita del collagene (fig. 2). Tali

effetti permettono di ottenere trattamenti diversi a seconda che si irradia tessuto duro (desensibilizzazioni dentali, sbiancamento dei denti, trattamento del tessuto carioso) o molle (parodontologia, piccola chirurgia orale, endodonzia, malattie polpa dentale) (Hegde, 2018)

Figura 2 - Modalità d'uso del laser odontoiatrico



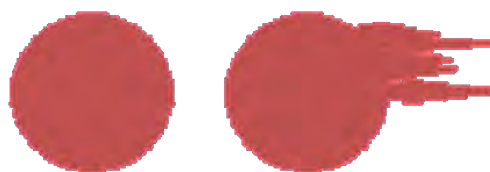
IL RISCHIO DA RADIAZIONE LASER: NORME LEGISLATIVE E TECNICHE

L'utilizzo degli ALOd, oltre ai sopra menzionati vantaggi, può nascondere una serie di insidie qualora il fascio, invece di colpire la parte da trattare, dovesse accidentalmente essere orientato, direttamente o attraverso riflessioni su superfici lucide, verso altri distretti corporei, specialmente l'occhio. Tale organo è particolarmente sensibile alla radiazione laser con compromissione, a seconda della lunghezza d'onda, di diversi distretti della struttura oculare: bruciatura della retina, in caso di radiazione nel visibile e vicino infrarosso, cataratta o bruciatura della cornea, per il medio e lontano infrarosso (Parker, 2007).

Il rischio da esposizione oculare accidentale diventa rilevante nel caso in cui il percorso ottico del raggio laser risulti minore della Distanza Nominale di Rischio Oculare (DNRO), ossia della distanza alla quale la densità di potenza (o di energia) del fascio è uguale al valore dell'Esposizione Massima Permissa (EMP) e in considerazione del fatto che alcuni ALOd hanno frequenze di emissione nell'infrarosso, dunque non visibili. Cattive abitudini come, ad esempio, non coprire le superfici lucide presenti nello studio medico, utilizzare strumentazione chirurgica non appositamente progettata per l'uso con i laser o indossare anelli e orologi, possono facilitare fortuite riflessioni con la conseguenza di avere un incremento della probabilità che il raggio laser colpisca l'occhio.

L'incauto orientamento dell'applicatore è solo una delle numerose situazioni di rischio che possono presentarsi. Alcune, ad esempio, sono legate alle modalità di trasporto della radiazione: la fibra ottica è soggetta a fratturarsi portando ad una possibile perdita del fascio lungo il cavo del manipolo, mentre gli specchi di un braccio articolato potrebbero disallinearsi causando una perdita di coincidenza fra spot del fascio pilota e spot del fascio terapeutico. Altre problematiche riguardano l'applicatore soggetto, spesso, a danneggiamento per usura con la possibile conseguenza di avere fasci non focalizzati con dispersioni secondarie (Fig. 3) in direzioni diverse rispetto al target.

Figura 3 – Fascio correttamente focalizzato, a sinistra, e fascio con dispersioni secondarie, a destra



Stante l'intrinseca pericolosità dell'emissione laser, il D.Lgs 81/2008 al titolo VIII Capo V tratta della Protezione dei lavoratori dai rischi di esposizione a Radiazioni Ottiche Artificiali e l'art.

213 stabilisce le prescrizioni minime per la protezione dei lavoratori, con particolare riguardo ai rischi dovuti agli effetti nocivi sugli occhi e sulla cute, rimandando all'allegato 37 parte seconda per i valori numerici dei limiti espressi in termini di EMP. In particolare, il legislatore indica la necessità di identificare le aree a rischio, provvedendo a segnalarle opportunamente e limitandone il libero accesso. L'Art. 216 prescrive che, per quanto riguarda le radiazioni laser, la metodologia seguita nella valutazione, nella misurazione e/o nel calcolo deve rispettare le norme della Commissione Elettrotecnica Internazionale (IEC), recepite in Italia dal Comitato Elettrotecnico Italiano (CEI).

Al riguardo, occorre far riferimento alle indicazioni e alle avvertenze contenute in una serie di norme tecniche e documenti, tra cui:

- CEI EN 60825-1:2015 - Classificazione delle apparecchiature, prescrizione e guida per l'utilizzatore;
- CEI EN 60825-4:2006 - Barriere per Laser;
- CEI EN 60601-2-22:2014 - Norme particolari per la sicurezza degli apparecchi Laser terapeutici e diagnostici;
- UNI EN ISO 11554:2018 - Metodi di prova della potenza del fascio, dell'energia e delle caratteristiche temporali;
- UNI EN 207:2017 - Filtri e protettori dell'occhio contro radiazioni Laser;
- IEC TR 60825-14:2022 - A user's guide.

Le norme citate, contengono dettagli tecnici che, per una loro corretta interpretazione, presumono un certo grado di conoscenza, sia riguardo alle caratteristiche fisiche della radiazione laser, sia sulla gestione operativa del rischio. Per compensare tale difficoltà è possibile fare riferimento alle "Indicazioni operative per la prevenzione del rischio da Agenti Fisici ai sensi del Decreto Legislativo 81/08. Parte 6: radiazioni ottiche artificiali", documento scaricabile dal sito web Portale Agenti Fisici (www.portaleagentifisici.it) elaborato dal sottogruppo tematico per gli agenti fisici del Coordinamento Tecnico per la sicurezza nei luoghi di lavoro delle Regioni e delle Province autonome in collaborazione con INAIL ed ISS, approvato dal Gruppo Tecnico Interregionale Prevenzione Igiene e Sicurezza sui Luoghi di Lavoro il 21/07/21.

Secondo la CEI EN 60825-1, i sistemi laser sono suddivisi in classi, dalla prima alla quarta, in modo crescente in funzione del livello di rischio associato al dispositivo. Le condizioni di rischio per esposizione a radiazione laser di occhi e pelle non protetti, sono sintetizzate in tabella 2.

Tabella 2 – condizioni di rischio per esposizione a radiazione laser di occhi e pelle senza protezioni

Classe laser	Occhio			Pelle
	Rischio per esposizione breve (<0,25s)	Rischio per esposizione lunga (>0,25s)	Rischio per esposizione da riflessione	Rischio per esposizione diretta o riflessa
1	No	No	No	No
1M	Con uso di ottiche	Con uso di ottiche	No	No
1C	No ⁽¹⁾	No ⁽¹⁾	No ⁽¹⁾	No ⁽¹⁾
2	No	Possibile	No	No
2M	Con uso di ottiche	Con uso di ottiche	No	No
3R	Possibile	Si	No	No
3B	Si	Si	Possibile	Possibile
4	Si	Si	Si	Si
NOTE	⁽¹⁾ Il rischio è controllato da uno o più mezzi tecnici presenti sull'apparato			

Le classi 3B e 4 sono le più pericolose e necessitano di una valutazione del rischio particolarmente attenta. Per queste classi la visione diretta del fascio o tramite riflessione speculare o diffusa (per la classe 4) è sempre pericolosa, motivo per cui è sancita l'obbligatorietà di proteggere gli occhi e la pelle e di formare in modo specifico il personale che usa l'apparato laser. Sono, inoltre, indicate specifiche misure volte a ridurre il rischio, come, ad esempio, la delimitazione di una Zona Laser Controllata (ZLC), ad accesso regolamentato, l'installazione di segnali e cartelli di avvertimento all'ingresso della ZLC, l'installazione di segnali di avvertimento del dispositivo in funzione e di dispositivi di

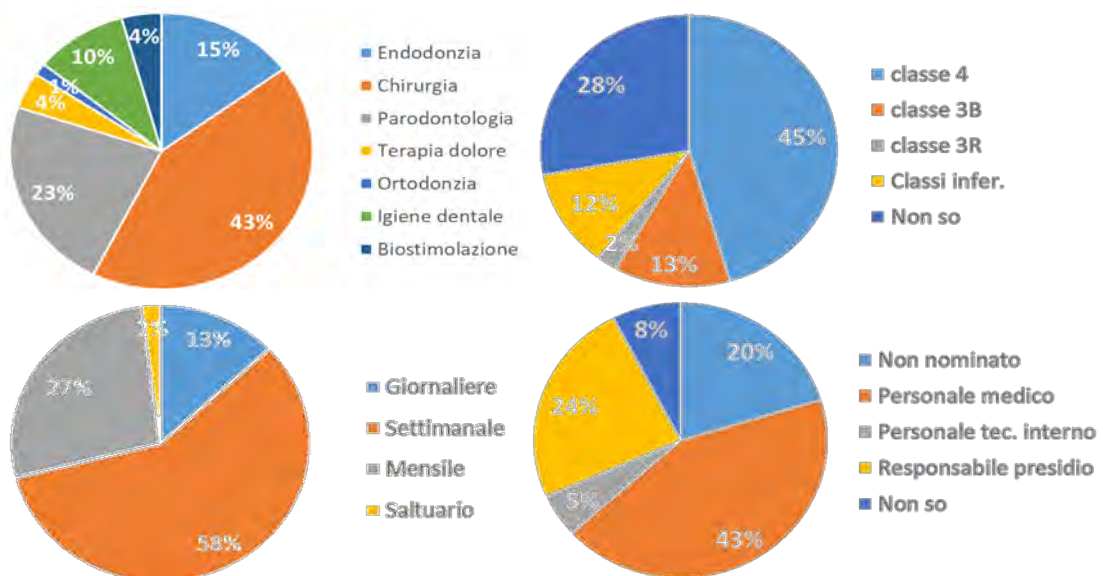
interruzione del fascio in caso di accesso nella sala in cui è in uso l'apparato laser, l'uso di barriere per evitare riflessioni su superfici lucide o la trasmissione attraverso superfici trasparenti o fuori dalla ZLC.

Riuscire a elaborare delle efficaci procedure di lavoro e di gestione del rischio può risultare difficoltoso. Per questo motivo le stesse norme tecniche, almeno per i sistemi laser più potenti, dove vi è la necessità di predisporre maggiori misure di sicurezza, suggeriscono la nomina di un tecnico specialista, l'Addetto Sicurezza Laser (ASL), la cui funzione è quella di affiancare il datore di lavoro nell'effettuazione della valutazione del rischio iniziale, nella predisposizione delle conseguenti misure tecniche ed organizzative volte a minimizzare il rischio e nell'esecuzione di interventi informativi e addestrativi sulle misure adottate. Tale figura difficilmente può coincidere con l'operatore medico che utilizza l'attrezzatura. Sebbene, infatti, tale possibilità non sia preclusa al medico ciò comporterebbe la necessità di acquisire uno specifico know-how di carattere tecnico, gestionale e procedurale utile alla corretta valutazione del rischio per la conduzione in sicurezza degli apparati laser. Tale competenza dovrebbe essere raggiunta con la positiva frequenza di specifici corsi formativi, aggiuntivi rispetto a quelli inerenti alla pratica medica odontoiatrica. La scelta di nominare un ASL sarebbe, dunque, strategicamente conveniente per lo studio odontoiatrico che una volta stabiliti i protocolli da seguire, potrebbe procedere a designare una figura interna allo studio odontoiatrico, opportunamente formata, a cui affidare la responsabilità di vigilare sulla corretta applicazione di quanto stabilito in sede di valutazione iniziale.

LA PERCEZIONE DEL RISCHIO DA PARTE DEL PERSONALE MEDICO ODONTOIATRA

Sulla base delle considerazioni sopra espresse, al fine di comprendere meglio la percezione del rischio associato all'uso dei laser in odontoiatria da parte degli operatori del settore e il livello di adattamento a requisiti e prescrizioni riportati nelle norme tecniche, è stato preparato un questionario, somministrato ad un campione di circa 50 dentisti, operanti in studi odontoiatrici privati, nei quali si fa uso di dispositivi laser. Il questionario si compone di una prima parte in cui vengono raccolti dati sulla tipologia di laser utilizzato, sulle pratiche odontoiatriche per le quali se ne fa uso e sull'esperienza nel loro utilizzo, sulla nomina dell'ASL, sulle procedure attivate per la manutenzione ordinaria e straordinaria degli apparati. La seconda parte, composta da 25 domande, è volta a capire quanto il personale medico che utilizza gli apparati percepisca il pericolo nell'uso dei laser e sia capace di gestire il relativo rischio.

Figura 4 – Utilizzi, classificazione, uso degli ALOd e presenza nelle strutture odontoiatriche dell'ASL



I risultati del questionario riportano che (fig. 4), per quanto riguarda le pratiche mediche con uso di ALOd, nel campione sottoposto ad indagine, nel 43% dei casi l'apparato è usato in

ambito chirurgico, nel 23% per parodontologia, nel 15% per endodonzia; il restante 19% si riferisce a ortodonzia, terapia del dolore, igiene dentale e biostimolazione. La frequenza di utilizzo per le citate pratiche odontoiatriche è principalmente a cadenza settimanale, nel 58% dei casi, o mensile, nel 27%. Solo il 13% dei dentisti usa l'apparato almeno una volta al giorno, la restante parte ne fa uso saltuario. La maggior parte dei laser usati, 45%, è in classe 4, il 13% in classe 3B; dunque, agli ALOd del campione analizzato sono per lo più attribuibili le classificazioni di maggior pericolo. Tipicamente le DNRO di tali apparati sono di alcuni metri e considerando che le usuali estensioni dei gabinetti odontoiatrici sono modeste, è probabile che lo spazio entro cui è possibile superare l'EMP sia superiore alle dimensioni dell'ambiente di utilizzo; questo implica che l'intero locale ove è utilizzato l'ALOd deve essere reso idoneo all'utilizzo in sicurezza del dispositivo laser con la conseguente necessità di approntare misure protettive quali, ad esempio, la presenza di un dispositivo di interblocco alla porta, cartellonista, segnalazioni luminose, ecc.

Il dato preoccupante rilevato dall'indagine è relativo alla percentuale di professionisti odontoiatri, il 28%, che dichiarano di non essere a conoscenza della classe dell'ALOd utilizzato, ciò ad indicare lo scarso livello di percezione del rischio nell'uso di tali apparati. Tale deficienza condiziona in modo consistente la predisposizione delle misure di carattere tecnico ed organizzativo di gestione del rischio connesso all'uso del laser, tanto più che il ruolo di ASL è ricoperto prevalentemente, 43% dei casi, dal medico titolare dello studio odontoiatrico o da altro personale medico dentista (24% dei casi), ossia, in entrambi i casi, il personale che dichiara la propria lacuna di conoscenza sulla classificazione dell'apparato, aspetto fondamentale per la gestione della sicurezza. In pochi casi il ruolo di ASL è ricoperto da personale tecnico sanitario interno alla struttura, mai da una figura tecnica esterna specializzata nel campo. Da sottolineare che il 20% degli intervistati riferisce la mancata nomina dell'ASL, mentre l'8% ignora proprio l'esistenza di tale figura.

Per quanto riguarda la formazione del personale medico, è stato riscontrato un fraintendimento nel considerare l'addestramento iniziale all'uso, funzionale ad acquisire in modo esaustivo anche le nozioni tecniche utili per la gestione e l'uso in sicurezza dell'apparato. Nel campione analizzato, circa il 60% dei medici odontoiatri riferisce di aver frequentato uno o più seminari e/o corsi pre-utilizzo, ma tali corsi sono stati erogati per lo più dalle aziende produttrici o dai rivenditori dei dispositivi, non da agenzie formative accreditate per la formazione sulla sicurezza. Si tratterebbe, dunque, di corsi sulla tecnica medica, dato che le risposte al questionario indicano che gli argomenti trattati si concentrano principalmente sulle modalità di funzionamento e sui possibili utilizzi dell'apparecchiatura. In ogni caso, pur ipotizzando una corretta formazione, il rimanente 40% che dichiara di non aver frequentato corsi incentrati sulla sicurezza, rappresenta una percentuale consistente del campione che assume ancora più rilevanza in considerazione dell'obbligo formativo chiaramente espresso sia dalle norme tecniche che nelle citate Indicazioni Operative emanate dal Coordinamento Tecnico per la sicurezza nei luoghi di lavoro. Del resto, la carenza formativa così palesemente evidenziata nei questionari pervenuti ha diretto riscontro nelle risposte alle domande sulla percezione delle situazioni di pericolo durante l'uso dei laser e sulla capacità di gestire il relativo rischio. Ad esempio, le risposte al quesito sulla verifica della presenza nella sala ove si usa l'ALOd di superfici riflettenti o lisce (es. finestre, porte-finestre, specchi, superfici metalliche, vetrate ecc.) e sulla conseguente gestione del potenziale rischio di riflessione del fascio laser, mostrano che circa il 75% del campione non ne verifica la presenza e di conseguenza non gestisce il relativo rischio con misure di protezione (ad es. la copertura delle finestrature con tende ignifughe o l'uso di teli a copertura di superfici riflettenti) in quanto, in base alla loro valutazione, tale condizione non costituisce un effettivo pericolo e un altro 7% non sa come rispondere alla domanda. Ancora una volta le statistiche rilevate denotano una scarsa percezione del rischio in considerazione del fatto che la maggior parte degli ALOd sono nelle classi 3B e 4 e, dunque, la problematica delle possibili riflessioni del fascio è espressamente evidenziata nelle norme tecniche.

Ad ulteriore conferma che la formazione sulla sicurezza del personale medico odontoiatra è carente, il campione analizzato è stato diviso in due gruppi, a seconda che abbia dichiarato o meno di aver sostenuto percorsi formativi specifici, calcolandone, rispettivamente, le statistiche sulle risposte alle diverse domande somministrate. I risultati mostrano che non c'è una differenza statisticamente significativa in termini di attuazione dei requisiti di sicurezza tra

coloro che dichiarano di aver frequentato i corsi e coloro che non li hanno seguiti. Questo dimostra che anche quando effettuata la formazione non è adeguata e va riprogettata in termini di contenuti, qualità dell'intervento e aggiornamento, al fine di garantire corrette condizioni di salute e sicurezza per pazienti ed operatori. Elaborazioni analoghe, sono state condotte correlando le risposte ricevute rispetto all'esperienza nell'uso dei dispositivi laser e rispetto all'età degli operatori sanitari, ottenendo, anche in questo caso, evidenti indicazioni che né l'esperienza nell'uso, né l'età, riescono a supplire in modo efficace alla mancata formazione.

In generale, i requisiti di sicurezza risultano applicati in misura non soddisfacente. In merito alla presenza di segnaletica di sicurezza sull'apparecchiatura laser e sulla porta di accesso, rispettivamente il 18% e il 30% dei partecipanti dichiara di disconoscere la necessità, mentre soltanto il 18% riferisce della presenza di dispositivi luminosi di avvertimento del laser in funzione posti all'esterno della sala dove se ne fa uso. In aggiunta, nel 35% dei casi il medico dentista dichiara di non preoccuparsi di accertarsi o controllare la chiusura della porta della sala durante l'uso del dispositivo laser.

Per alcuni aspetti, invece, i dati sono più confortevoli. Il 93% del campione afferma di eseguire la verifica dell'integrità e la funzionalità della fibra ottica/manipolo prima di ogni utilizzo, il 68% dichiara di utilizzare regolarmente gli occhiali protettivi all'accesso alla ZLC e l'83% afferma di verificarne sempre l'eventuale usura o danneggiamento prima dell'utilizzo del laser, dimostrando attenzione e consapevolezza su questo aspetto della sicurezza. Anche nei casi in cui nella stessa struttura sono disponibili ed utilizzati più apparati laser, dalle risposte pervenute sembra ci sia una corretta gestione dei DPI oculari con regole tali da evitare lo scambio accidentale. Infine, per quanto riguarda la sorveglianza sanitaria, il 50% dei dentisti riferisce di essere stato sottoposto, o sottoporsi volontariamente, a visita oculistica di controllo.

CONCLUSIONI

Il maggior rischio nell'uso di apparati laser è quello derivante dall'esposizione alla radiazione di organi e tessuti non interessati dalla specifica operazione condotta dal medico odontoiatra, in conseguenza di errori di manovra dell'operatore. Tale rischio interessa l'operatore medesimo, il personale sanitario in assistenza o comunque presente all'interno dell'area operatoria e, ovviamente, il paziente sottoposto a trattamento.

Alla luce dei risultati ottenuti dall'indagine effettuata sul personale medico odontoiatra, emerge in modo chiaro che sebbene la tecnologia laser stia trovando sempre più impiego in ambulatori e cliniche odontoiatriche per gli innegabili vantaggi in termini di risultati e di recupero funzionale post-intervento, non si ha ancora il corretto approccio, da parte del personale medico, sui temi riguardanti la sicurezza. Dall'indagine condotta risulta che l'esperienza nell'uso dei laser in odontoiatria non sopperisce ad una corretta formazione sulla gestione in sicurezza di tali dispositivi, mentre mirate azioni formative sono indispensabili per chiarire tutti gli obblighi stabiliti nelle norme tecniche, in modo da essere in grado di applicare nel miglior modo, allo specifico contesto, le misure di sicurezza a tutela del personale e dei pazienti. La formazione sulla sicurezza del personale che utilizza l'ALOd risulta essere fattore fondamentale per assicurare l'applicazione dei protocolli di sicurezza e la messa in atto quotidiana delle misure di prevenzione e protezione mentre in condizioni di carenza formativa, come è risultato dall'indagine effettuata, risultano evidenti deficienze, all'interno dello studio dentistico, sugli accorgimenti tecnici di sicurezza (segnalazioni luminose, pittogrammi, perimetrazioni, ecc.) che costituiscono le condizioni minime da soddisfare. La scelta delle migliori soluzioni da adottare per mitigare il rischio presente negli studi odontoiatrici potrebbe trovare parziale soluzione nella nomina di un ASL con un background specifico.

BIBLIOGRAFIA

- Anitha, P.K., Sukumaran, A. *Lasers and their Applications in the Dental Practice*. 2020. International Journal of Dentistry and Oral Sciences, 7(11), pp. 936-943. DOI:10.19070/2377-8075-20000185
- Hegde, M. N. *Lasers in dentistry: an unceasing evolution*. 2018. Journal of Otolaryngology-ENT Research, 10(6), pp. 422-426. DOI: 10.15406/joentr.2018.10.00395



Convegno Nazionale Airp
Lucca, 25 - 27 settembre 2024

- Liaqat, S., Qayyum, H., Razaqat, Z., Qadir, A., Fayyaz, S., Khan, A., Jabeen, H., Muhammad, N., Khan, M. (2022). *Laser as an innovative tool, its implications and advances in dentistry: A systematic review*. 2022. Journal of Photochemistry and Photobiology, 12, 100148. DOI: 10.1016/j.jpap.2022.100148
- Parker, S. *Laser regulation and safety in general dental practice*. 2007. British Dental Journal, 202(9), pp. 523-532. DOI: 10.1038/bdj.2007.370
- Sliney, D., & Wolbarsht, M. *Future applications of lasers in surgery and medicine: a review*. 1989. Journal of the Royal Society of Medicine, 82, pp. 293-296.

Atti del Convegno Nazionale AIRP di Radioprotezione
La radioprotezione della popolazione:
esposizioni pianificate ed esistenti in un'ottica di sostenibilità



Sessione 4
Radioprotezione, dosimetria
e metodi di misura

Il Monografico INAIL “Indicazioni operative per la valutazione delle conseguenze correlate a scenari emergenziali standard in Medicina Nucleare”

Gian Marco Contessa¹, Marco D'Arienzo^{2,3}, Maria Antonietta D'Avanzo⁴, Massimo Mattozzi⁴,

Sandro Sandri⁵, Nicola Pace⁶, Patrick Micheli⁶, Edoardo Cavalieri d'Oro⁷

¹ISS - Istituto Superiore di Sanità

²ASL Roma 6

³UniCamillus International Medical University

⁴INAIL - Dipartimento di medicina, epidemiologia, igiene del lavoro e ambientale

⁵Esperto di radioprotezione

⁶IBA Protontherapy

⁷Corpo nazionale dei vigili del fuoco

gianmarco.contessa@iss.it; marco.darienzo@aslroma6.it

Le attività di ricerca condotte negli anni dalla Sezione tecnico scientifica di Supporto Tecnico al S.S.N. in materia di Radiazioni del DIMEILA (Dipartimento di medicina, epidemiologia, igiene del lavoro e ambientale, INAIL) hanno avuto come obiettivo la parametrizzazione dei principali scenari di rischio correlati all'uso di sorgenti di radiazioni ionizzanti in specifici ambienti di lavoro, per la codifica di strategie prevenzionistiche e protezionistiche finalizzate all'adozione di idonei sistemi atti a prevenire e contrastare esposizioni indebite nell'ottica virtuosa del lavorare meglio e in maggiore sicurezza.

In linea con questo approccio e nel rispetto del proprio ruolo di organismo tecnico orientato anche alla pubblicazione di indicazioni operative e buone prassi, la Sezione ha deciso di condividere, attraverso la pubblicazione del monografico “**Indicazioni operative per la valutazione delle conseguenze correlate a scenari emergenziali standard in Medicina Nucleare**”, un utile strumento di approfondimento per gli esperti del settore nelle valutazioni preventive delle esposizioni potenziali relative ai lavoratori e all'individuo rappresentativo della popolazione nei possibili casi di emergenza radiologica, come richiesto dalla normativa vigente in materia. La pubblicazione è inoltre corredata da relativi casi studio che possono essere utilizzati come riferimento nei calcoli e nelle valutazioni delle esposizioni potenziali.

Il documento, redatto in collaborazione con professionisti provenienti da istituzioni o enti specializzati a vario titolo nel campo della radioprotezione (l'Istituto Superiore di Sanità, la ASL Roma 6, IBA Protontherapy e il Corpo nazionale dei vigili del fuoco), è stato pubblicato a maggio 2024 e reso disponibile *on line* sul sito istituzionale INAIL nella sezione “Radioprotezione e supporto tecnico al SSN in materia di radiazioni” - area specifica “radioprotezione”.

Il documento rappresenta una guida tecnica rivolta principalmente agli Esperti di Radioprotezione (ERP) e ai professionisti operanti in unità di medicina nucleare (MN) e fornisce indicazioni dettagliate su come valutare i rischi correlati a situazioni di emergenza come incendi, allagamenti e, in misura minore, terremoti, all'interno delle strutture ospedaliere che gestiscono materiali radioattivi. L'obiettivo principale è quello di valutare l'esposizione radiologica dei lavoratori e del pubblico durante possibili situazioni emergenziali, come disciplinato dal decreto legislativo 101/2020. Secondo le disposizioni del d.lgs. 101/2020, infatti, i soggetti richiedenti l'emanazione del nulla osta per le pratiche ai sensi dell'art. 174 devono eseguire, avvalendosi anche dell'ERP, le valutazioni preventive della distribuzione spaziale e temporale delle materie radioattive disperse o rilasciate, nonché delle esposizioni potenziali relative ai lavoratori e all'individuo rappresentativo della popolazione nei possibili casi di emergenza radiologica.

Il documento si propone di fornire indicazioni operative che possano essere utilizzate dagli ERP come riferimento nei calcoli e nelle valutazioni delle esposizioni potenziali,

individuando norme comportamentali e azioni di rimedio a partire da scenari standard, applicabili a una vasta platea di unità operative di MN. Fatta salva la discrezione per ciascun ERP di sviluppare a valle dell'evento emergenziale la propria valutazione del rischio a seconda della realtà di ogni singola installazione di MN, l'individuazione di scenari (e azioni di rimedio) standard permette una omogenizzazione delle metodiche di valutazione degli scenari emergenziali, contenendo la forbice nei risultati di tali valutazioni.

Un ulteriore sforzo è stato fatto per integrare nell'individuazione delle azioni di rimedio un approccio ingegneristico che risulta talvolta difficilmente gestibile da chi si occupa di radioprotezione, rendendo potenzialmente difficile la conciliazione fra le indicazioni di radioprotezione e i principi edili e impiantistici che dettano la progettazione e la realizzazione di un reparto di MN.

Di seguito i principali argomenti trattati.

Identificazione e valutazione degli scenari di rischio: Il testo descrive i possibili incidenti in unità di MN, con un approccio qualitativo e quantitativo. Viene dato ampio spazio alla valutazione del rischio di incendio e allagamento, descrivendo le modalità di dispersione dei radionuclidi in questi scenari.

Misure di prevenzione e protezione: Sono delineate misure di contenimento e gestione delle emergenze, inclusa l'importanza di un'adeguata progettazione delle strutture e di un'efficace manutenzione.

Valutazione dell'esposizione potenziale: Sono forniti modelli di calcolo per stimare l'esposizione radiologica dei lavoratori e della popolazione in scenari di emergenza, utilizzando strumenti tecnici e normativi.

Casi studio: Vengono analizzati diversi casi di studio per illustrare come applicare le procedure operative, come ad esempio la gestione delle vasche di decadimento dei materiali radioattivi in caso di allagamento o la dispersione di radionuclidi in seguito a incendi.

I due capitoli centrali trattano la valutazione dei rischi da allagamento e da incendio in MN.

Il rischio di allagamento può derivare sia da eventi esterni (come inondazioni) che da guasti interni alla struttura ospedaliera, come rotture di impianti. La preoccupazione principale è legata alla possibilità che l'acqua entri in contatto con materiali radioattivi, disperdendoli. Un'attenzione particolare viene data alle vasche di decadimento dei reflui radioattivi, che devono essere progettate e mantenute per evitare il rischio di allagamento e contaminazione ambientale.

L'allagamento è sempre stato considerato un evento a basso rischio in funzione delle conseguenze ad esso correlate: tale percezione ha determinato, in alcuni casi, scelte costruttive meno attente di quelle attuate in relazione al rischio da incendio, secondo una logica che tuttavia oggi ha sempre meno senso, anche in virtù della drammaticità che spesso connota gli eventi atmosferici estremi che si stanno sempre più verificando. La presenza di acqua, in combinazione con radionuclidi in soluzione tipici della MN, può diventare un fattore amplificatore e propagatore del rischio radiologico, ed ecco perché nulla al riguardo può essere trascurato.

Tra tutti gli scenari, l'incendio è sicuramente l'evento emergenziale più frequente. In linea generale, le strutture ospedaliere per loro natura presentano carichi d'incendio rilevanti e le statistiche registrano numerosi casi di principi d'incendio, essendo strutture pubbliche e per larga parte aperte a libera frequentazione. Proprio durante la stesura delle presenti indicazioni operative, tre persone perdevano la vita in seguito all'incendio sviluppatosi nella tarda serata dell'8 dicembre 2023 nell'ospedale di Tivoli, non lontano da Roma. L'incendio, divampato da un contenitore di rifiuti mal posizionato, ha sicuramente messo in luce una serie importante di possibili criticità nella gestione della sicurezza antincendio delle strutture ospedaliere.

Le criticità di un incendio in MN vanno ben oltre il semplice rischio di propagazione delle fiamme, poiché comportano conseguenze potenzialmente importanti legate al possibile rilascio di materiale radioattivo in ambiente e al conseguente rischio radiologico per gli operatori e la popolazione. Ai fini dell'analisi radiologica e dei possibili rilasci in atmosfera, si

ritiene che in un'unità operativa di MN il laboratorio caldo e il locale deposito rifiuti radioattivi siano le zone più a rischio in quanto al loro interno sono presenti le maggiori quantità di materiale radioattivo. Tuttavia, il basso carico di incendio tipicamente presente nei locali in cui si manipolano/detengono radionuclidi e la presenza di adeguati sistemi prevenzione e protezione sono tali da far ritenere moderato-basso il rischio incendio in una MN.

I casi studio presentati (incendio e allagamento) dimostrano che, anche negli scenari di massimo incidente credibile in condizioni di *double fault conditions*, in presenza di adeguate misure di prevenzione e protezione non c'è esposizione rilevante né degli operatori né della popolazione, e che le dosi di radiazioni potenzialmente ricevute sono, nella maggior parte dei casi, diversi ordini di grandezza al di sotto dei limiti previsti dalla normativa vigente. Questo obiettivo è peraltro ben raggiungibile anche nello scenario di terremoto.

Questa guida si configura dunque come un punto di riferimento per migliorare le pratiche di sicurezza in contesti ospedalieri ad alto rischio radiologico, fornendo anche strumenti operativi per la protezione di lavoratori e popolazione.

In particolare, il documento presentato deve essere inteso come uno strumento che possa rappresentare sia un riferimento operativo sia l'inizio di un percorso per uniformare le valutazioni in ambito di scenari incidentali e conseguenti esposizioni potenziali presso le unità operative di MN, in modo che la comunità degli ERP possa condividere alcuni punti di partenza per le proprie valutazioni del rischio.

Studio di fattibilità dell'impiego di rivelatori fotonici e neutronici per la ricerca di perdite nella rete idrica

A. Cirillo¹, M. Caresana¹, B. Crotti², M. Sordi², M. Gabetta², G. Zorloni³, L. Ferrante³

¹Dipartimento di Energia, Politecnico di Milano, Via G. La Masa 34, 20156, Milano (MI)

²ASmare s.r.l. via Tiziano Vecellio 540 – 27036 Mortara (PV)

³Else Nuclear s.r.l. via Dante Alighieri, 16 - 21052 Busto Arsizio (VA)

Andrea.cirillo@polimi.it

Riassunto

Questo lavoro studia la fattibilità d'impiego di rivelatori fotonici e neutronici per la ricerca di perdite della rete idrica. In presenza di una perdita, infatti, l'acqua riversata nel suolo attenua la radiazione neutronica e fotonica naturale. Sono state inizialmente condotte misure esplorative in un sito di test a Mede (PV) per poi effettuare una ricerca in campo reale. I rivelatori fotonici non hanno riscontrato variazioni di segnale sufficientemente significative nel campo di test. In uno scenario reale, tuttavia, si sono mostrati sensibili al contenuto idrico nel sottosuolo, identificando due perdite reali, ma subendo l'interferenza di un reticolo idrografico secondario che introduceva un'altra fonte d'acqua nel suolo. I rivelatori neutronici sono impiegati nel sito di test. In questo caso, i modesti ratei di conteggio costituiscono un limite per l'applicazione della tecnica, in quanto le alterazioni indotte dal contenuto idrico sono talmente piccole, da richiedere tempi impraticabili per l'identificazione della perdita.

INTRODUZIONE

Negli ultimi anni, la gestione delle risorse idriche è diventata una tematica cruciale a livello mondiale. Infatti, l'aumento della domanda e cattiva gestione di tale risorsa rendono l'acqua un bene sempre meno disponibile e più prezioso. Nel 2020, il volume d'acqua potabile prelevato in Italia è stato di 25 milioni di metri cubi al giorno, equivalenti a 422 litri per abitante. In questo contesto, l'Italia è il paese europeo che, in termini assoluti, preleva la maggior quantità d'acqua dolce per impieghi domestici, pubblici, commerciali, artigianali, industriali e agricoli, e il secondo se si considera il consumo pro capite. Il prelievo è reso possibile da una fitta rete di approvvigionamento, che tuttavia si presenta datata - il 60% della rete di distribuzione che ha oltre 30 anni e il 25% più di 50 anni (Costa,2022) - e caratterizzata da una gestione frammentata e inefficiente delle risorse idriche. Le perdite idriche totali in distribuzione rappresentano una delle principali inefficienze dei sistemi di approvvigionamento idrico: nelle regioni italiane esse oscillano tra il 24% e il 62%, e in più di un comune su quattro va dispersa oltre metà dell'acqua immessa in distribuzione (ISTAT,2023).

Per limitare tali sprechi è necessario individuare prontamente le perdite lungo la rete. Tuttavia, ad oggi, non esiste una tecnica universalmente applicabile a tale scopo, e la ricerca di perdite deve avvalersi di metodi e tecnologie differenti. Negli ultimi dieci anni, sono state sviluppate e testate delle tecniche basate sulla misura di radiazione neutronica cosmogenica e fotonica terrestre. Lo scopo di questo lavoro è investigare la fattibilità dell'impiego di queste tecniche per la ricerca di perdite nelle reti idriche. Per cominciare, sono state effettuate delle misure esplorative con strumentazione per la rivelazione di fotoni e neutroni in un sito di test, in cui sono state simulate delle perdite idriche a diverse profondità. In un secondo momento, la strumentazione è stata impiegata in prossimità di perdite accertate sulla rete idrica.

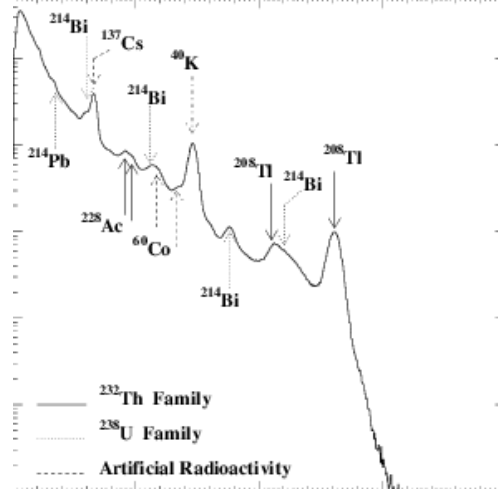
MATERIALI E METODI

L'EFFETTO DEL CONTENUTO IDRICO NEL SUOLO SULLA RADIOATTIVITÀ NATURALE

Sulla superficie terrestre è presente un campo naturale di radiazioni fotonico e neutronico. La componente fotonica dipende prevalentemente da radioisotopi che si sono formati in epoche antiche, il cui tempo di dimezzamento è talmente elevato, che essi continuano a decadere ai giorni nostri. I principali radionuclidi appartenenti a questa categoria sono l'U-238, il Th-232, il K-40 e i prodotti dei loro decadimenti. In alcuni casi, è misurabile anche una componente di radionuclidi generati artificialmente e in seguito dispersi in ambiente. In Fig.1 è mostrato un

esempio di spettro fotonico misurato a livello del suolo (Apollonio,2003). I picchi evidenziati corrispondono alle energie di emissione dei radionuclidi naturali e artificiali presenti in concentrazioni rilevabili.

Figura 1 – Esempio di spettro fotonico naturale

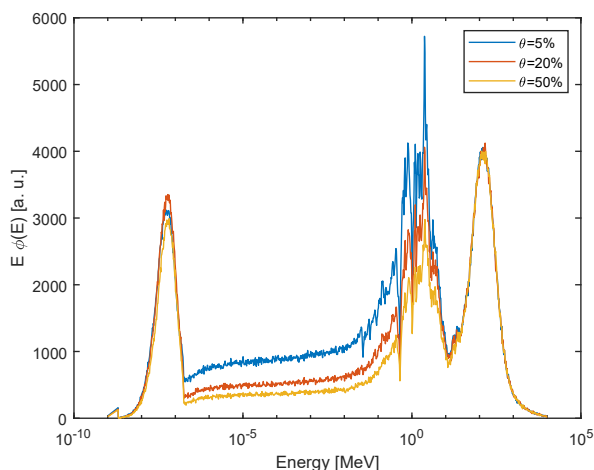


Esempio di spettro fotonico misurato a livello del suolo. I picchi evidenziati sono quelli corrispondenti alle energie di emissione dei radionuclidi misurabili.

La radioattività naturale è presente in tutto il suolo terrestre. In ogni modo, lo stesso suolo auto-assorbe la maggior parte di essa. Ciò significa che i fotoni emessi in profondità non sono misurabili sulla superficie terrestre, mentre quelli in superficie hanno probabilità molto maggiore di emergere. In aggiunta, l'assorbimento dei fotoni in un mezzo è fortemente dipendente dall'energia degli stessi. Infatti, i fotoni più energetici possono percorrere distanze maggiori nel suolo senza interagire e disperdere la loro energia. Una variabile che influenza sensibilmente l'emissione del campo fotonico dal suolo è il contenuto idrico: le molecole d'acqua nel suolo agiscono come attenuatori della radioattività terrestre, per cui in suoli umidi il campo misurato è meno intenso rispetto ai suoli secchi. Inoltre, è utile considerare che, per energie fotoniche come quelle del ^{40}K (1.46 MeV) il meccanismo principale di interazione con la materia è l'effetto Compton, per cui l'attenuazione del campo fotonico è proporzionale al rapporto fra numero atomico e numero di massa (Z/A) delle molecole con cui la radiazione interagisce. Per la maggior parte dei componenti dei suoli il valore di Z/A è di circa 0.5, mentre per l'acqua questo valore è di 0.556. Ciò significa che l'acqua è un attenuatore del 10% migliore rispetto agli altri elementi del suolo. L'effetto dell'umidità del suolo sul segnale fotonico è stato studiato in letteratura con tecniche Monte Carlo (Baldoncini, 2018): considerando l'energia di emissione del K-40, la misura fotonica in un punto può essere correlata al contenuto idrico in un raggio di circa 10 m e una profondità massima di 20 cm, con una sensibilità maggiore per le zone più vicine al rivelatore. In prossimità di una perdita idrica, l'acqua che fuoriesce dalle condutture viene in parte assorbita dal terreno circostante. Se essa raggiunge gli strati più superficiali, attenua considerevolmente l'emissione fotonica del suolo. Ne consegue che, in prossimità di una perdita lungo l'acquedotto, è possibile rivelare un abbassamento del flusso fotonico misurato.

Il campo neutronico misurabile al livello del suolo ha invece una natura cosmogena: la Terra è costantemente irradiata da particelle cariche, dette raggi cosmici, che provengono dalla nostra galassia. Queste interagiscono con l'atmosfera, generando cascate di particelle secondarie, tra le quali una componente rilevante è costituita dai neutroni. I neutroni generati in questo modo hanno energie elevate (centinaia di MeV) e riescono a penetrare l'atmosfera raggiungendo la crosta terrestre. Qui vengono riflessi dal suolo con energie minori. Lo spettro complessivo neutronico misurabile al livello del suolo è mostrato in (fig. 2). Il picco a più alta energia dipende esclusivamente dal flusso di raggi cosmici che incidono sulla terra e dalle loro interazioni l'atmosfera, mentre la parte a energie minori di 1 MeV dipende dalle interazioni con il suolo.

Figura 2 – Esempio di spettro neutronico cosmogenico



Esempio di spettro neutronico misurato a livello del suolo. Il picco e energie elevate dipende esclusivamente dalla radiazione cosmica incidente sulla terra. A energie minori (0.5eV – 0.5MeV), lo spettro è molto sensibile al contenuto idrico nel suolo, essendo attenuato in presenza di suoli umidi.

Nell'intervallo energetico 0.5 eV – 0.5 MeV i neutroni sono fortemente attenuati dall'idrogeno nelle molecole d'acqua. Ne consegue che l'intensità del flusso neutronico cosmogenico è correlata al contenuto idrico del suolo mediante una funzione iperbolica. Questa tecnica è stata ampiamente investigata in letteratura per fini agricoli (Zreda, 2012), ma gli studi attuali per perdite lungo la rete idrica rimangono limitati a simulazioni Monte Carlo (Sostero, 2024). I neutroni rappresentano una radiazione molto più penetrante dei fotoni; pertanto, le consuete misure di flusso neutronico in superficie forniscono una stima dell'umidità media su un raggio di un centinaio di metri e una profondità di qualche decina di centimetri. Il flusso è però molto più fortemente influenzato dalle immediate vicinanze del detector (circa 5m), che permetterebbe di identificare la perdita con una risoluzione spaziale accettabile.

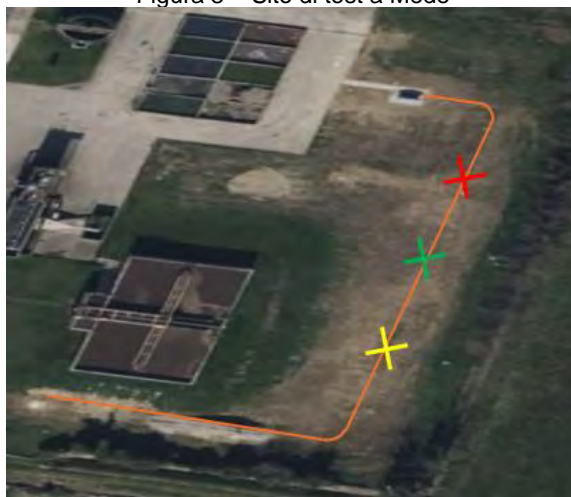
STRUMENTAZIONE

Per le misure presentate sono stati impiegati due rivelatori fotonici e due rivelatori neutronici. Per i fotoni è stato impiegato un cristallo di NaI(Tl) (dimensioni 3"×3", letto da fotomoltiplicatore, entrambi prodotti da Bridgeport Instrument, LLC). Lo strumento è stato tarato in energia in loco prima delle misure e il guadagno è stato regolato per rilevare fotoni fino a circa 3 MeV, per coprire lo spettro di emissione di radionuclidi naturali. Il secondo rivelatore fotonico è uno scintillatore plastico in PVT (NUVIATech Instruments). Questo non ha capacità spettrometriche, ma è fabbricato in grandi dimensioni (25 litri) che gli permette di raggiungere ratei di conteggio molto elevati (nelle misure ha registrato sempre un rateo maggiore di 1000 cps). Questo aspetto è molto utile per misure dinamiche in cui il tempo di misura di un punto è molto limitato. Il segnale analogico del fotomoltiplicatore fa registrare un conteggio se cade nei limiti definiti da due soglie. Il guadagno e le soglie di conteggio sono stati ottimizzati per massimizzare il rapporto segnale rumore durante misure di ¹³⁷Cs. Il primo rivelatore neutronico utilizzato è il WPie (ELSE nuclear srl), che è uno spettrometro neutronico diviso in quattro settori sensibili a neutroni fino a 100 MeV. Per queste misure, mirate a osservare variazioni locali del flusso neutronico, l'informazione spettrometrica non è essenziale e sono stati utilizzati i conteggi nei settori più sensibili a neutroni di energia tra 0.5eV – 0.5MeV. L'altro rivelatore neutronico che è stato impiegato è il PMTN2K (Bridgeport Instruments LLC), inserito in un cilindro in polietilene di spessore di 25mm. Il rivelatore è un contatore per neutroni basato sulla scintillazione di un mix di ¹⁰B e ZnS(Ag) che, incluso nel moderatore di polietilene, ha una spiccata sensibilità ai neutroni nel range energetico di interesse. La discriminazione dal campo fotonico avviene mediante l'analisi della forma temporale dell'impulso con un algoritmo di Pulse Shape Discrimination. Tutti gli strumenti sono stati posti su un furgone e alimentati mediante la batteria dello stesso.

SITO DI TEST

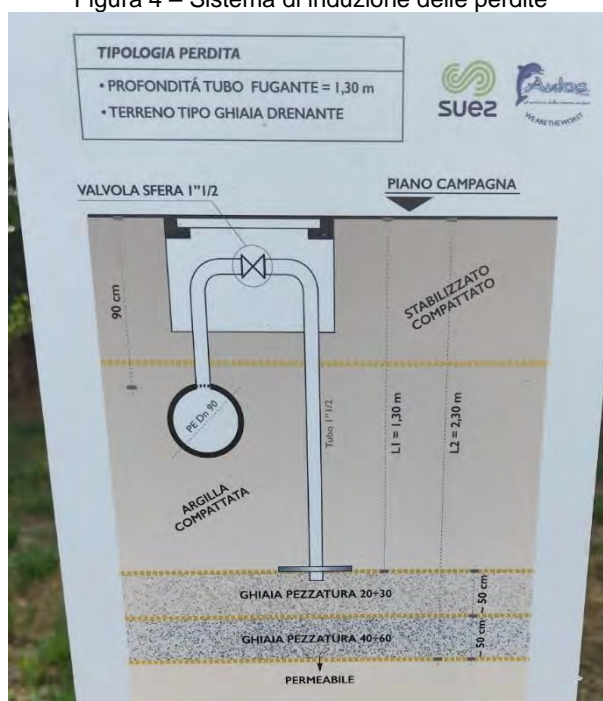
Il sito impiegato per i test si trova a Mede (PV) ed è stato realizzato da Suez e Aulos, all'interno dell'impianto di depurazione acque della società CBL, con lo specifico scopo di simulare delle perdite in un condotto idrico. La vista da satellite del sito è mostrata in (fig. 3): la linea arancione segna una parte della tratta della tubatura sotterranea. In corrispondenza dei punti indicati dalle croci (a una distanza approssimativa di 25 metri l'una dall'altra), sono stati installati i sistemi per indurre la perdita, raffigurati in (fig. 4). In questi punti, una valvola controlla il prelievo di acqua dalla tubatura principale, che viene in seguito portata nel suolo a una profondità variabile (90, 130 o 180 cm). La composizione del suolo in quadrato di lato di 50 cm in corrispondenza delle perdite è accuratamente controllata e riproducibile. Tuttavia, nei casi reali la composizione del suolo in prossimità della perdita può essere ben diversa da quella riportata. Questo aspetto influenza sensibilmente la capacità del suolo di trattenere l'acqua fuoriuscita dall'acquedotto, nonché la possibilità che questa affiori e quindi venga identificata. La composizione specifica rappresenta una soluzione in cui l'affioramento della perdita è ostacolato dal suolo; quindi, costituisce una condizione impegnativa per il funzionamento della tecnica studiata.

Figura 3 – Sito di test a Mede



Vista da satellite del sito di test a Mede (PV). La linea arancione rappresenta la tratta percorsa dalla conduttura. La croce rossa indica il punto dove viene indotta la perdita a 90 cm di profondità, quella verde la perdita a 130 cm e quella gialla la perdita a 180 cm.

Figura 4 – Sistema di induzione delle perdite



Schema rappresentante il sistema di induzione della perdita a varie profondità (in questo caso 130 cm) e la composizione del suolo nelle vicinanze della stessa.

Per le prime misure è stata aperta la valvola che induce la perdita a 90 cm. Per imbibire sufficientemente il terreno, l'apertura è stata effettuata due giorni prima delle misure stesse. Inoltre, sono stati scelti giorni tali, che il suolo non fosse stato bagnato da precipitazioni almeno durante la settimana antecedente alla misura stessa, in modo da non introdurre un contributo di umidità nel suolo indipendente dalla perdita. In questo caso è stato impiegato solo uno scintillatore a NaI(Tl), tenuto fuori dal furgone e posizionato in corrispondenza dei punti di misura sorretto da un treppiedi. Sono stati scelti i seguenti punti di misura:

- Una misura di fondo è stata presa lungo la linea dell'acquedotto, in un punto non affetto da perdite
- Le misure in corrispondenza dei 3 punti dove vengono simulate le perdite (in 2 dei quali in questo caso le valvole erano chiuse)

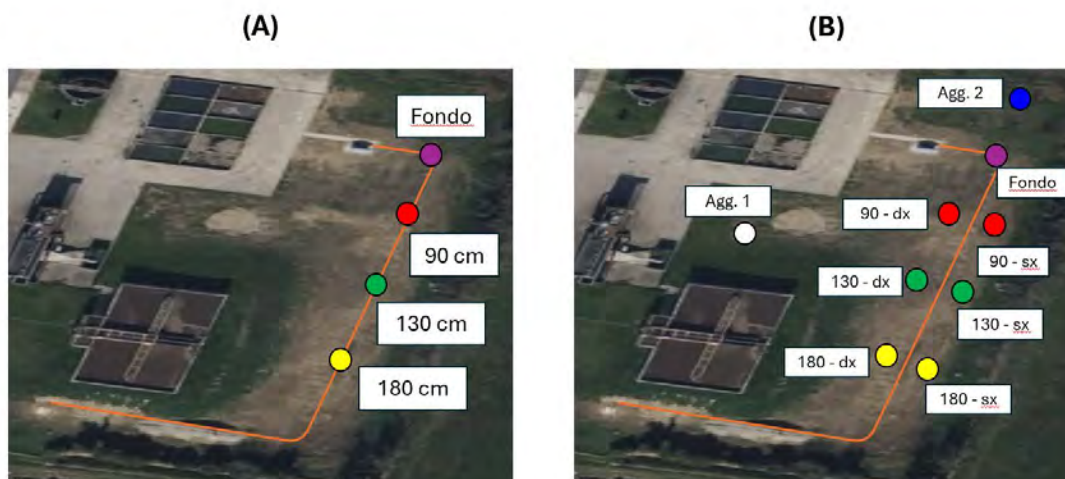
I punti di misura sono rappresentati schematicamente in (fig. 5) denominati come configurazione A.

Le misure sono state poi ripetute in una data differente aprendo le valvole a tutte e 3 le profondità, con una portata complessiva di 0.13 l/s. In questa configurazione sono stati impiegati lo scintillatore plastico per rivelare i fotoni e i due rivelatori neutronici. Gli strumenti sono stati posti sul furgone per effettuare misure statiche. I punti di misura sul campo sono stati scelti in questo modo:

- Una misura di fondo nel medesimo punto rispetto alle misure precedenti
- Le misure in corrispondenza delle perdite sono state effettuate posizionando gli strumenti sia a destra, sia a sinistra delle perdite stesse a una distanza approssimativa di 1m. I punti precisi delle perdite non erano raggiungibili con il furgone, quindi non sono stati direttamente misurati.
- Sono state effettuate misure aggiuntive in due punti del campo dove non era presente il condotto

Tali punti sono raffigurati in (fig. 5) denominati come configurazione B.

Figura 5 – Rappresentazione dei punti di misura



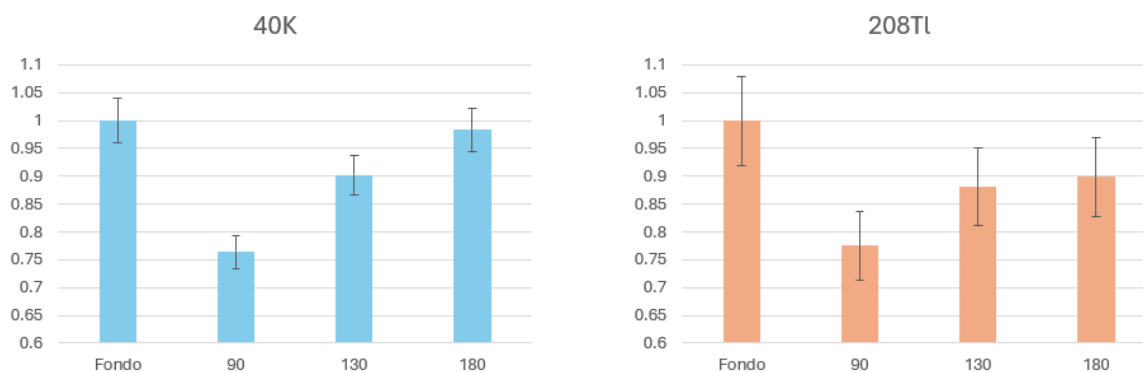
Punti di misura per le due configurazioni. Il fondo rappresenta un punto sulla condotta in cui non erano presenti perdite. Le misure Agg. 1 e Agg. 2 sono misure aggiuntive effettuate in punti dove non era presente la condotta.

Ulteriori misure sono state condotte nel comune di Robbio (PV), a seguito del riscontro di una perdita da parte del gestore dell'acquedotto resa visibile perché affiorata fin sopra l'asfalto. In questo caso, la strumentazione è stata impiegata per misure dinamiche in prossimità della perdita stessa, ma anche nelle zone limitrofe in cui non erano visibili situazioni analoghe.

RISULTATI E DISCUSSIONE

I risultati delle misure effettuate con lo NaI(Tl) direttamente sopra la perdita sono riportate in (fig. 6). I valori riportati si riferiscono ai conteggi sotto il fotopicco del ^{40}K ($E=1.46$ MeV) e del ^{208}Tl ($E=2.61$ MeV) e sono normalizzati sul valore di fondo misurato.

Figura 6 – Risultati in configurazione A



Misure con lo scintillatore a NaI(Tl) in configurazione A. Il grafico a sinistra rappresenta l'analisi del picco del ^{40}K , quello a destra del ^{208}Tl . I valori sono normalizzati al fondo misurato. Le barre d'errore corrispondono a 2 deviazioni standard.

I risultati ottenuti analizzando i fotopicchi dei due radioisotopi sono abbastanza coerenti: in entrambi i casi il valore di segnale massimo si misura in corrispondenza del fondo, mentre si misura un minimo in corrispondenza del punto a 90 cm, dove era presente la perdita. La principale differenza è che la statistica del ^{40}K è migliore, e ciò permette di ottenere incertezze accettabili in tempi brevi. Le misure in corrispondenza dei punti 130 e 180, in cui le valvole erano chiuse, non sono statisticamente differenti dal fondo se si considera il picco del ^{208}Tl . Considerando il ^{40}K , una diminuzione dei conteggi rilevante è misurata in corrispondenza del punto 130, probabilmente dovuta a fluttuazioni nel terreno della concentrazione di questo radioisotopo.

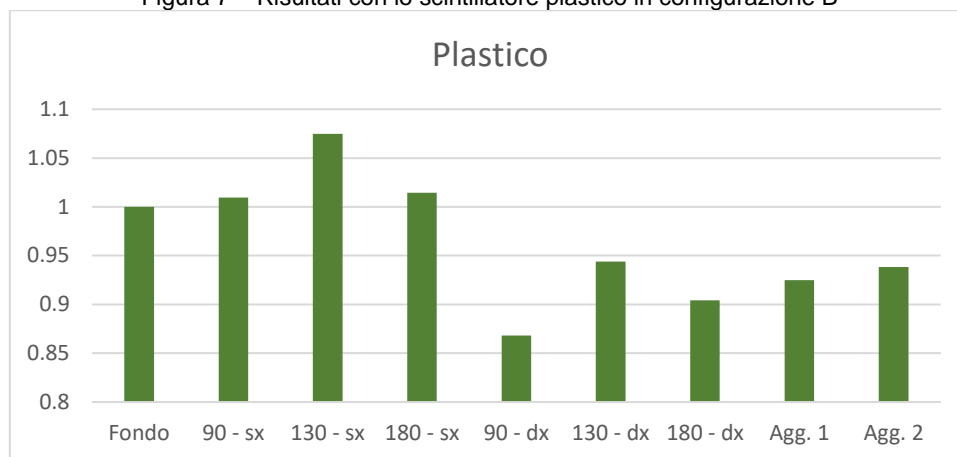
Queste misure preliminari suggeriscono un'attenuazione ben rilevabile del segnale gamma in corrispondenza delle perdite.

Le misure con lo scintillatore plastico sono state effettuate spostando il detector mediante il furgone lungo due linee parallele all'acquedotto, indicate come "dx" e "sx". In questo caso tutte e tre le valvole erano aperte per indurre delle perdite. I risultati delle misure con lo scintillatore plastico sono riportati in (fig.7). Lo strumento ha evidenziato una dipendenza importante della misura dalla posizione. Tutte le misure sulla linea di sinistra hanno rilevato valori paragonabili o addirittura maggiori rispetto al fondo. Tutte le misure a destra, invece, registrano valori sensibilmente minori e anche in questo caso si riscontra un minimo in corrispondenza della perdita a 90 cm. Queste misure possono dipendere da disomogeneità nel terreno lungo le due fila, o essere sintomo del fatto che l'acqua ha bagnato preferenzialmente gli strati di terreno lungo la linea destra. Bisogna tuttavia osservare che le due misure aggiuntive, condotte a pochi metri di distanza in punti dove non era presente l'acquedotto, riportano valori minori del fondo e paragonabili a quelle in presenza di perdita. Questo suggerisce che le fluttuazioni di segnale misurate sono compatibili con le variazioni del fondo semplicemente causate da disomogeneità nel terreno, e che quindi non sono sicuramente attribuibili alla presenza della perdita. È possibile che le perdite indotte nel terreno non siano significativamente affiorate in superficie e quindi non abbiano modificato in maniera significativa lo spettro fotonico, con la possibile eccezione del punto a 90 cm, che anche in questo caso mostra il segnale minore di tutti. Bisogna anche evidenziare che, spostandosi di circa 2 metri (dalla linea di destra a quella di sinistra), il valore misurato cambia sensibilmente. Questo suggerisce che, anche ammettendo che la differenza di segnale sia causata da un diverso contributo idrico, è essenziale per riconoscere la perdita una certa prossimità del detector al punto in cui l'acqua è affiorata.

I valori misurati dai detector neutronici sono riportati in (fig. 8). Il rateo di conteggio dei rivelatori per neutroni è sensibilmente inferiore rispetto a quello dei detector fotonici. Per migliorare la statistica, i conteggi dei due rivelatori sono stati sommati e i valori normalizzati alla misura del fondo. Per lo stesso motivo, sono state sommate anche le misure in corrispondenza delle perdite lungo la linea destra e quella sinistra. Questo aspetto appare ragionevole nel caso delle misure neutroniche, che sono sensibili a un'area maggiore rispetto a quelle fotoniche, Sebbene le misure neutroniche mostrino un abbassamento dei conteggi in prossimità dei punti

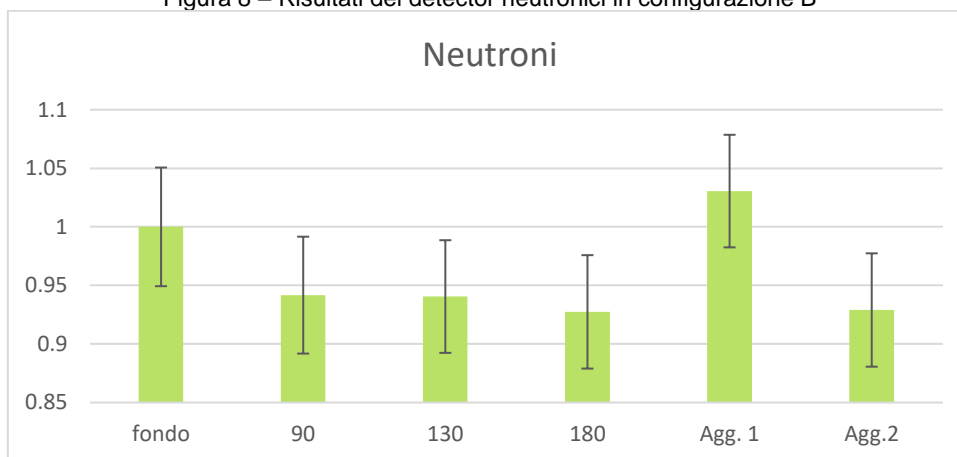
sui quali è stata indotta la perdita, esso non è significativamente diverso dalla misura di fondo con una confidenza del 95%. Inoltre, anche per queste misure, viene rivelato un abbassamento in corrispondenza della misura aggiuntiva, in assenza di ogni perdita, semplicemente dovuto a disomogeneità nel terreno.

Figura 7 – Risultati con lo scintillatore plastico in configurazione B



Misure con lo scintillatore plastico nei punti della configurazione B. I valori sono normalizzati al fondo misurato. Vista l'eccezionale sensibilità dello strumento, le incertezze statistiche non sono apprezzabili sul grafico.

Figura 8 – Risultati dei detector neutronici in configurazione B



Misure con i rivelatori neutronici in configurazione B. Le colonne rappresentano la somma delle misure dei due detector. I valori sono normalizzati al fondo misurato. Le barre d'errore corrispondono a 2 deviazioni standard.

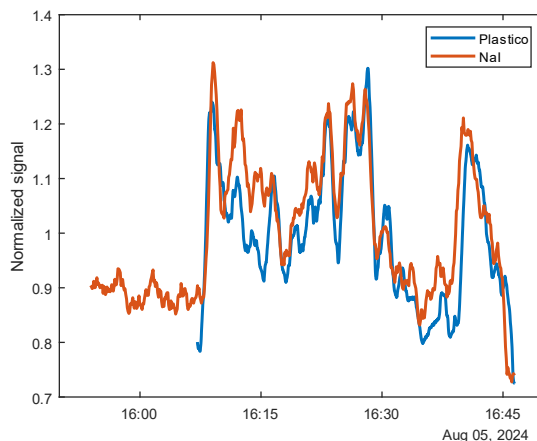
Dai risultati presentati risulta evidente che la tecnica non ha dato risultati pienamente soddisfacenti quando è stata applicata nel campo di test: i rivelatori fotonici hanno misurato un abbassamento del segnale in corrispondenza delle perdite, ma questo è paragonabile alle oscillazioni dovute a variazioni del fondo, quindi pressoché indistinguibile. Bisogna tuttavia sottolineare che, in prossimità della perdita a 90cm, che rappresenta la profondità standard di interrimento del condotto nella rete idrica italiana, si è sempre misurato il flusso fotonico minore, aspetto che potrebbe effettivamente dipendere dalla presenza della perdita. Ammettendo che quest'ipotesi sia verificata, le misure hanno evidenziato inoltre come per l'identificazione della perdita sia opportuno porsi quanto più vicini possibili a essa: il segnale dello scintillatore plastico in prossimità della perdita a 90 cm, infatti, cambia notevolmente spostandosi di appena un paio di metri dalla linea sinistra a quella destra.

Le misure con la strumentazione neutronica non permettono di confermare la fattibilità della tecnica, né tuttavia la smentiscono. Sicuramente, almeno nel sito di test, la modifica allo spettro neutronico, se presente, non è sufficientemente significativa da essere colta dai detectors con misure di decine di minuti, principalmente per la statistica modesta collezionata in questo tempo. Questo aspetto, unito alle dimensioni e ingombro dei rivelatori neutronici per

questi scopi, rappresenta una limitazione per questa tecnica che potrebbe renderla impraticabile per misure dinamiche su larga scala.

Le seconde misure sono state effettuate lungo la rete idrica del comune di Robbio, dove una perdita era affiorata in superficie. I dati sono stati raccolti con lo scintillatore plastico e lo ioduro di sodio, tenuti a bordo del furgone e viaggiando a una velocità di 10-15 km/h. Per massimizzare la statistica dello ioduro di sodio, in questo caso non sono state effettuate analisi dei fotopicchi, ma sono stati considerati i conteggi integrali da fotoni che hanno depositato nel cristallo più di 500 keV. Le misure sono riportate in (fig. 9). I valori misurati da entrambi gli strumenti rappresentano una media mobile su 30 secondi e sono normalizzati sui rispettivi valori medi per sovrapporli in un unico grafico.

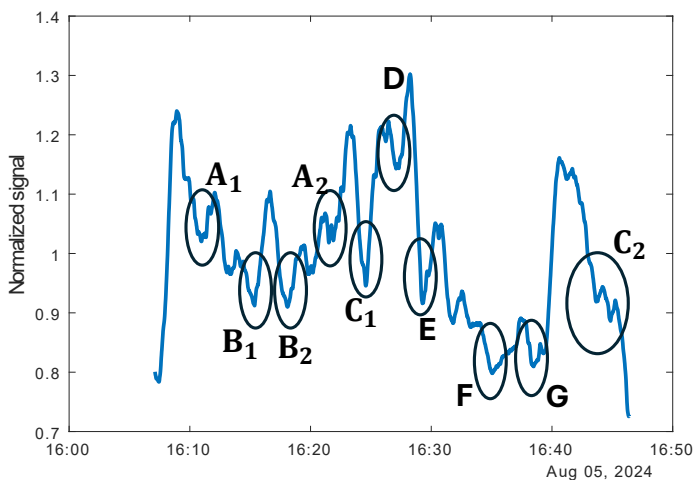
Figura 9 – Risultati dei detector fotonici nella ricerca perdite nel comune di Robbio



Valori misurati dallo scintillatore a NaI(Tl) (linea rossa) e dal plastico (linea blu) durante la ricerca perdite nel comune di Robbio. I valori rappresentano valori in media mobile su 30 secondi e sono normalizzati sul valor medio.

Com'è evidente dalla (fig. 9), le misure dei due strumenti sono in buon accordo tra di loro, e per questo l'analisi si è concentrata prevalentemente sui dati dello scintillatore plastico, che sono caratterizzati da un minore rumore statistico. In (fig. 10) vengono evidenziati i punti in cui è stata notata una decrescita del segnale, che in seguito sono stati approfonditi con l'aiuto dei tecnici di ASMare S.r.L., la società che gestisce l'acquedotto nel territorio in cui insiste anche la città di Robbio. I valori identificati dalla stessa lettera rappresentano lo stesso punto, in cui il furgone è passato più di una volta

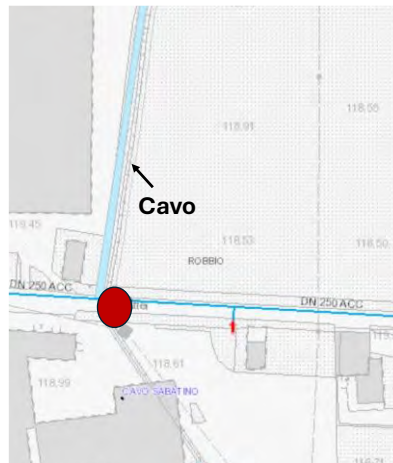
Figura 10 – Punti studiati durante la ricerca perdite a Robbio



Punti analizzati in cui è plausibile una perdita idrica. I punti indicati dalla stessa lettera rappresentano gli stessi punti nello spazio, in cui il furgone è passato più di una volta

I punti B rappresentano i punti in cui il furgone ha attraversato il tratto di strada interessata dalla perdita affiorata. ASMare ha anche confermato la presenza di una perdita (non visibile sull'asfalto) in corrispondenza del punto D. Per i restanti punti, fatta eccezione il punto E, che rimane da valutare, si è riscontrato come gli abbassamenti avvenissero in corrispondenza dell'attraversamento di cavi o fossi. Questo è mostrato in (fig. 11) in cui viene raffigurato il punto in cui è stata rilevata la perdita e come questo sia in corrispondenza del passaggio di un cavo trasportante acqua non destinata alle abitazioni. Questo indica che lo strumento ha correttamente identificato la presenza d'acqua sotterranea, ma essa è dovuta alla presenza di un reticolo idrografico secondario che ha generato interferenze.

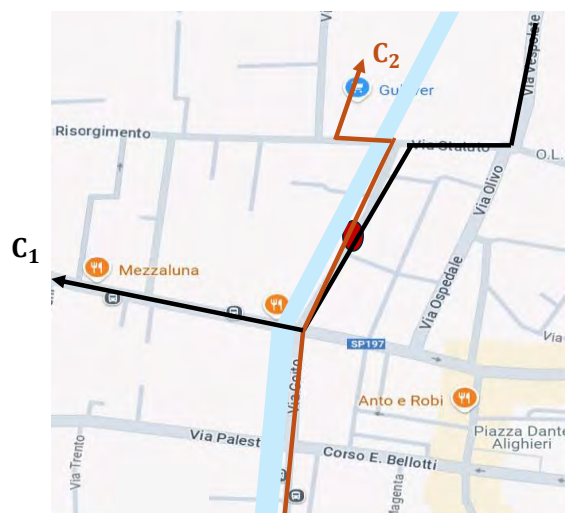
Figura 11 – Esempio di interferenza da Cavo



Perdita misurata (punto rosso) e posizione del cavo che ha generato l'interferenza,

Osservando i punti C_1 e C_2 è possibile osservare come, sebbene la lettura dello strumento sia simile quando si passa nello stesso punto, in un caso si osservi un picco negativo, nell'altro una decrescita e poi un valore pressoché costante. Questo effetto può dipendere dalle differenti direzioni percorse: nel caso C_1 , infatti, il furgone ha attraversato per un breve tratto la via sopra il condotto, per poi allontanarsene. Nel caso C_2 , invece, il furgone ha seguito tale via per un percorso più lungo, che spiega perché il valore del segnale sia rimasto sempre basso. Le differenti traiettorie sono mostrate in (fig. 12). Per finire, è utile osservare che quando il rivelatore a NaI(Tl) è stato acceso, il furgone era parcheggiato esattamente sopra un canale. Per questo motivo, i primi dati raccolti con lo strumento restano sempre sensibilmente al di sotto della media.

Figura 12 – Passaggio sul cavo da traiettorie diverse



Traiettorie in cui è stato attraversato il cavo che ha portato all'identificazione dei punti C. Nella traiettoria C_1 , il condotto è stato incrociato per breve tempo e poi ce ne si è allontanati. Nella traiettoria C_2 , esso è stato seguito per un tratto più lungo per poi parcheggiarsi proprio sopra di esso.

CONCLUSIONI

In questo lavoro, detector per fotoni e neutroni sono stati impiegati per la ricerca di perdite nella rete idrica in un sito di test e uno scenario reale. Dalle misure nel sito di test con strumenti è emerso come, in corrispondenza dei punti in cui era stata indotta una perdita, si misurasse un abbassamento del segnale rispetto a un punto in cui la perdita era assente. Ciononostante, l'entità di questo abbassamento è paragonabile alle oscillazioni del fondo dovute a disomogeneità nel terreno, per cui non possono essere sicuramente attribuite alla presenza di acqua. È altresì possibile che, per la conformazione del suolo, l'acqua non fosse abbondantemente risalita nei pressi della superficie, rendendone difficile l'identificazione. I rivelatori fotonici hanno invece mostrato una performance migliore nello scenario reale, riuscendo a identificare una perdita affiorata e anche un'ulteriore perdita occulta. In questo caso, tuttavia, è stata rilevata un'importante interferenza da parte di un reticolo idrografico secondario. L'acqua presente in esso, infatti, veniva rilevata e fraintesa come perdita. Generalmente, è possibile affermare che questa tecnica può rappresentare un mezzo utile per la ricerca di perdite, ma sicuramente non può essere impiegata come unico strumento per questo fine, in quanto è insensibile alle perdite che non affiorano sufficientemente in superficie. Inoltre, la tecnica è sensibile ad altri flussi d'acqua non causati da perdite, per cui l'operatore dovrebbe avere una sufficiente conoscenza dei reticoli idrografici per evitare falsi positivi. La tecnica con rivelatori per neutroni, invece, richiede ulteriori approfondimenti. Sicuramente, il principale limite attuale è che è molto più difficile ottenere ratei di conteggio elevati con rivelatori neutronici per la radiazione naturale, e ciò porta a una statistica peggiore e a limiti in termini di costi, ingombro e peso.

(Apollonio, 2003) Apollonio, et al. *Search for neutrino oscillations on a long base-line at the CHOOZ nuclear power station*. 2003, European Physical Journal.

(Baldoncini, 2018) Baldoncini M. et al. *Investigating the potentialities of Monte Carlo simulation for assessing soil water content via proximal gamma-ray spectroscopy*, 2018, Journal of Environmental Radioactivity.

(Costa, 2022) Claudia Costa, *Water management in Italia: verso una transizione "smart" e "circular"*, 2022, ESG 360

(ISTAT, 2023) Le statistiche dell'ISTAT sull'acqua. Anni 2020-2022 del 21 marzo 2023.

(Sostero, 2024) Sostero L. et al, *Investigating the possibility of leakage detection in water distribution networks using cosmic ray neutrons in the thermal region*, Elsevier, 2024
(Zreda, 2012) Zreda, M et al., *Cosmos: the cosmic-ray soil moisture observing system*. 2012, Hydrology and Earth System Sciences

Progettazione e Caratterizzazione di uno Spettrometro Portatile 4H-SiC per la Rilevazione di Radiazioni in Ambienti Ostili

Andrea Chierici¹, Riccardo Ciolini¹, Francesco d'Errico¹

¹Dipartimento di Ingegneria Civile ed Industriale, Università di Pisa, Largo Lucio Lazzarino 1, 56122, Pisa, Italia

andrea.chierici@ing.unipi.it

Riassunto

In questo lavoro viene presentato lo sviluppo di uno spettrometro portatile per neutroni basato su rivelatori 4H-SiC Schottky, progettato per operare in ambienti ostili caratterizzati da alte temperature e intense radiazioni. Il sistema utilizza un convertitore sottile di ${}^6\text{LiF}$ per rilevare neutroni tramite la reazione ${}^6\text{Li}(n,\alpha)$, combinando la robustezza del carburo di silicio con l'efficienza delle tecnologie IoT per il monitoraggio remoto. I risultati sperimentali mostrano una buona linearità e sensibilità alla componente neutronica, con livelli di rumore contenuti. Sono discussi inoltre i limiti legati al breakdown prematuro osservato in alcuni prototipi e gli sviluppi in corso per migliorare la stabilità operativa del rivelatore. Il sistema proposto rappresenta un passo avanti significativo verso l'implementazione di dispositivi di monitoraggio delle radiazioni portatili e versatili, con potenziali applicazioni nei settori industriale e della sicurezza.

INTRODUZIONE

La rilevazione delle radiazioni, in particolare dei neutroni, riveste un ruolo cruciale in numerosi campi applicativi, che spaziano dal monitoraggio ambientale nelle centrali nucleari alla protezione civile e alla sicurezza. La capacità di misurare accuratamente la presenza di neutroni, soprattutto in ambienti ostili caratterizzati da alti livelli di radiazione e temperature elevate, è essenziale per garantire la sicurezza e prevenire incidenti. I rivelatori tradizionali, come quelli basati su silicio, mostrano però limitazioni in termini di resistenza alle radiazioni e capacità operative in condizioni estreme.

In questo contesto, il carburo di silicio (SiC) si presenta come un materiale semiconduttore promettente per lo sviluppo di rivelatori di neutroni, grazie alle sue proprietà intrinseche di resistenza alle alte temperature, ai campi elettrici elevati e alle radiazioni (Neudeck et al., 1995; Ruddy et al., 2022; Coutinho et al., 2021). In particolare, il rivelatore 4H-SiC Schottky, sfruttando un convertitore sottile di ${}^6\text{LiF}$ per rilevare i neutroni attraverso la reazione ${}^6\text{Li}(n,\alpha)$, ha mostrato grande potenziale per applicazioni in ambienti difficili. Tuttavia, l'integrazione di tali rivelatori in dispositivi portatili e flessibili, con capacità di trasmissione wireless dei dati, rappresenta una sfida tecnologica, soprattutto in termini di robustezza dei componenti elettronici in presenza di radiazioni (Karmakar et al., 2021; Muhammad et al., 2023).

Questo lavoro presenta lo sviluppo di un sistema di spettrometria neutronica portatile basato su rivelatori 4H-SiC, che combina la capacità di rilevazione affidabile dei neutroni con l'efficienza delle tecnologie IoT per il monitoraggio remoto. Vengono discussi i miglioramenti apportati rispetto ai prototipi precedenti, le prestazioni del sistema in condizioni operative difficili, e gli sviluppi futuri per superare i problemi di breakdown prematuro osservati in alcuni dispositivi.

Il lavoro è strutturato come segue: viene dapprima descritta la configurazione del rivelatore e del sistema di lettura; la sezione successiva illustra i test sperimentali condotti e i risultati ottenuti; infine, si discute gli sviluppi futuri e le conclusioni principali, fornendo una panoramica sulle possibili applicazioni del sistema.

MATERIALI E METODI

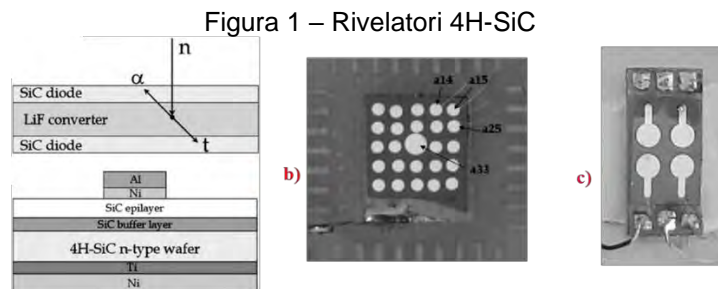
COSTRUZIONE DEL RIVELATORE 4H-SiC

Il rivelatore 4H-SiC è stato realizzato come diodo Schottky, il cui materiale di partenza è stato un wafer di 4H-SiC di tipo n, da 3 pollici (fornito da SiCrystal AG), composto da un'epistrato leggermente drogato di tipo n ($3 \times 10^{15} \text{ cm}^{-3}$) con uno spessore di 20 μm , separato dal

substrato, spesso 350 μm , da uno strato tampone fortemente drogato di tipo n ($>1 \times 10^{17} \text{ cm}^{-3}$) e spesso 2 μm (fig.1a). La densità di microcanali nel wafer è inferiore a 10 cm^{-2} (Kordina e Sadow, 2004).

Il contatto ohmico è stato realizzato con un sottile film metallico a doppio strato di Ti (30 nm) e Ni (200 nm), depositato sul retro mediante evaporazione a fascio elettronico, seguito da un rapido annealing termico a 1000 °C per 5 minuti in atmosfera di N_2 . I contatti Schottky sono stati ottenuti evaporando un doppio strato metallico di Ni (100 nm) e Al (500 nm). Per minimizzare l'influenza dei difetti casuali del wafer, è stata creata una matrice 5 x 5 di diodi, collegati a una scheda PCB (fig.1b) con un diodo centrale (a33) di diametro di 2.1 mm, e con i restanti aventi un diametro di 1.2 mm.

Al fine di realizzare uno spettrometro per neutroni basato sul metodo a sandwich, un altro rivelatore è stato costituito da un sottile strato di convertitore ${}^6\text{LiF}$ (arricchito al 95% in ${}^6\text{Li}$) posizionato su diodi Schottky di diametro 3 mm (fig.1c).



Schema del rivelatore per neutroni a sandwich (a), primo prototipo con matrice di diodi Schottky (b), secondo prototipo con LiF depositato sui diodi Schottky (c).

Lo spettrometro completo per neutroni sarà realizzato evaporando uno strato sottile di convertitore ${}^6\text{LiF}$ sulla scheda del diodo Schottky e poi accoppiandolo con un'altra scheda di diodi Schottky identica, seguendo lo schema della fig.1a. In questa configurazione, praticamente tutte le particelle cariche create nel convertitore possono raggiungere i due rivelatori in SiC (Seghour e Sens, 1999). Dopo l'assorbimento di neutroni termici, la reazione ${}^6\text{Li}(n,\alpha)$ produce un tritone da 2.73 MeV e una particella alfa da 2.05 MeV, le cui rispettive portate nel LiF sono di 32 e 6 μm , basandosi sull'approssimazione del rallentamento continuo (McGregor et al., 2003).

È stata eseguita una simulazione della risposta dello spettrometro con il codice MCNPX (Ciolini et al, 2011) per ottimizzare lo strato convertitore di LiF, facendo un compromesso tra l'evitare perdite per coincidenza e massimizzare il tasso di conversione e quindi l'efficienza dei rivelatori. È stato considerato un set di sorgenti standard monoenergetiche, con energie comprese tra 0.144 e 10 MeV.

Lo spessore ottimale del convertitore e l'efficienza teorica di rilevazione dello a diverse energie di neutroni sono stati valutati, riscontrando che l'efficienza di rilevazione è sostanzialmente indipendente dallo spessore del convertitore oltre i 10 μm . Per la realizzazione dello spettrometro, così come per massimizzare l'efficienza, è anche necessario ridurre la perdita di energia delle particelle cariche nel convertitore, in modo che possa essere misurato un segnale elettrico superiore al rumore di fondo. Uno spessore del convertitore di 3 μm è stato identificato come ottimale, minimizzando il rapporto tra la perdita di energia delle particelle cariche prima di raggiungere lo strato sensibile del diodo e l'efficienza del rivelatore, come risulta dalle simulazioni Monte Carlo.

REALIZZAZIONE DEL SISTEMA DI LETTURA

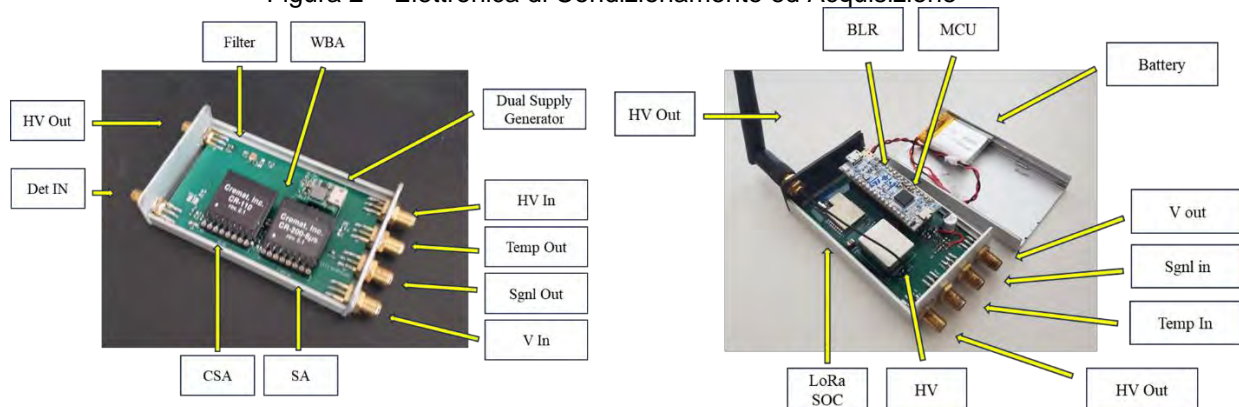
Il circuito di amplificazione del rivelatore è basato su un preamplificatore di carica Cremat CSA CR-110 (guadagno di 1 V per 1.4 pC, 140 μs tempo di decadimento) seguito da un formatore Cremat SA CR-200 (4 o 8 μs tempo di formazione) che produce segnali pseudo gaussiani aventi una durata complessiva di circa 24 μs . Il segnale viene poi ulteriormente amplificato da un amplificatore a banda larga (AD8065, Analog Devices) per ottenere la dinamica necessaria e mantenere l'integrità del segnale per le successive fasi di analisi. Sulla scheda è presente anche un sensore di temperatura (LM94021, Texas Instruments) per il monitoraggio continuo

delle condizioni ambientali e per la potenziale compensazione della soglia, assieme ad un filtro per la tensione di polarizzazione. L'intero sottosistema, compatto nelle dimensioni (5 × 8 × 2 cm) è caratterizzato da rumore di fondo inferiore ai 2 mVpp in assenza di rivelatore, ed è progettato per interfacciarsi con l'analizzatore multicanale (MCA) mediante 4 connettori SMA (alimentazione, segnale, temperatura, e tensione di polarizzazione).

Il sottosistema MCA è stato progettato per digitalizzare i segnali in uscita dal circuito di amplificazione e per trasmettere i dati di spettrometria mediante comunicazione radio in totale autonomia. Un microcontrollore (MCU) Arm Cortex M4 (STM32G4, ST Microelectronics), dotato di unità di DSP e FPU permette l'elaborazione del segnale in tempo reale digitalizzato mediante un ADC SAR a 4 MSPS. Il sistema supporta una risoluzione che varia da 1024 a 4096 canali, ed è dotato di un circuito di ripristino del livello di base (BLR) in caso di un rateo elevato di eventi. Per la trasmissione dei dati, il sistema è dotato di un modulo LoRa (Long Range Radio), che ne permette allo stesso tempo un controllo remoto affidabile e a basso consumo energetico.

L'alimentazione è gestita tramite una batteria integrata o attraverso USB, con un consumo di 50 mA in modalità operativa e 80 µA in modalità di sospensione, rendendolo adatto per operazioni prolungate sul campo. Il sistema include un generatore di alta tensione regolabile, disponibile nelle configurazioni da 90 V o 200 V, con compensazione termica ove necessaria. Le dimensioni compatte del modulo (5 × 8 × 2 cm) lo rendono facilmente integrabile in configurazioni portatili o spazi ristretti, mantenendo al contempo efficienza operativa e l'affidabilità.

Figura 2 – Elettronica di Condizionamento ed Acquisizione



Elettronica di amplificazione e formazione del segnale (sinistra) e MCA basato su MCU con modulo LoRa (destra).

TECNOLOGIA DI COMUNICAZIONE E GESTIONE DATI

Nel panorama dell'IoT, sono stati sviluppati diversi protocolli di comunicazione wireless per soddisfare esigenze di comunicazione diversificate. Mentre i protocolli a corto e medio raggio trovano applicazione in contesti specifici, i protocolli a lungo raggio dimostrano prestazioni eccezionali quando è necessaria una copertura estesa e ininterrotta (Gallego et al., 2021; Gomaa et al., 2014; Kocakulak et al., 2017). I protocolli a lungo raggio, come NB-IoT, SigFox, LTE-M e LoRa offrono vantaggi distinti in scenari quali il monitoraggio su larga scala, l'osservazione di vasti ambienti naturali e la gestione di infrastrutture remote.

Per le comunicazioni, è stato scelto LoRa per i suoi vantaggi intrinseci, tra cui il basso consumo energetico, la convenienza economica, l'ampia portata di trasmissione (sia in linea di vista che attraverso ostacoli, fino a 20 km in aree rurali), le capacità di networking e la crittografia dei dati. Sebbene la sua velocità di trasmissione, che raggiunge qualche centinaio di kilobit al secondo (nella banda sub-GHz), possa sembrare modesta, è comunque adeguata a trasmettere piccoli pacchetti di dati periodici, come le letture dei sensori di radiazione.

A differenza di altri protocolli wireless spesso legati a specifici fornitori di servizi, l'architettura di LoRa consente facilmente la creazione di reti private, offrendo alle organizzazioni un controllo totale. Questo approccio decentralizzato riduce la dipendenza dalla connettività continua con server centrali o cloud, vantaggioso in aree con accesso intermittente alla rete o

con problemi di accesso alla rete locale. Dal punto di vista economico, sia in termini di implementazione che di manutenzione, LoRa è ora impiegato in un'ampia gamma di settori industriali, consolidando ulteriormente la sua posizione come scelta ideale anche per i sistemi di monitoraggio delle radiazioni.

Nella versione corrente, il modulo MCA comunica direttamente con un concentratore a singolo canale radio, che ne permette la gestione attraverso un'interfaccia Javascript desktop per la gestione remota. Per rendere il sistema più scalabile, al momento è in via di sviluppo una piattaforma web basata su Node.js ed Express che permetta di gestire più dispositivi contemporaneamente mediante un gateway LoRa ed un broker MQTT.

RISULTATI E DISCUSSIONE

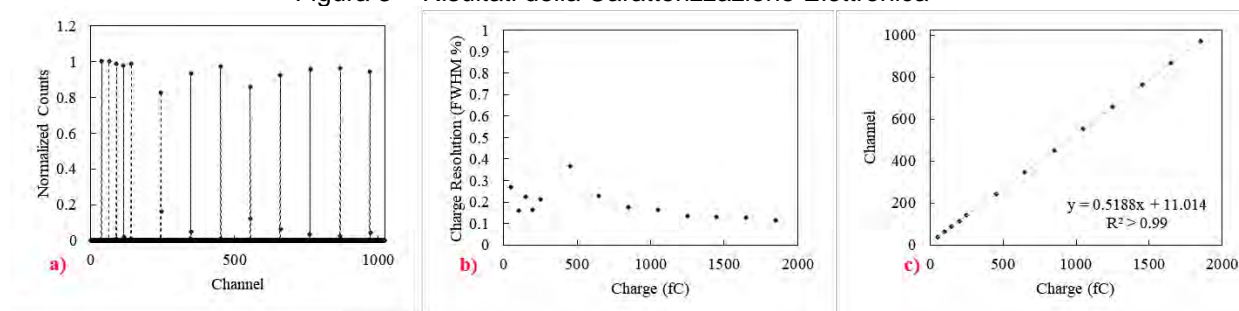
Nelle seguenti sottosezioni sono descritti i risultati ottenuti dai test condotti sul nostro sistema di rilevazione. La valutazione iniziale si è concentrata sui sottosistemi elettronici per ottenere informazioni sulle prestazioni del rumore del sistema e sulla sua linearità. Successivamente, il sistema è stato dapprima testato con rivelatori dalla prestazione note, come scintillatori e semiconduttori al silicio, per poi essere utilizzato con i rivelatori a 4H-SiC. Queste valutazioni, che comprendono sia la caratterizzazione elettronica che l'esposizione a sorgenti radioattive gamma, alfa e di neutroni, si sono svolte presso il Laboratorio di Misure Nucleari dell'Università di Pisa, Italia.

CARATTERIZZAZIONE ELETTRONICA

Per valutare accuratamente la linearità della risposta insieme ai livelli di rumore introdotti dalla catena di acquisizione, è stata generata un'onda trapezoidale caratterizzata da un periodo di 10 ms, un tempo di salita di 20 ns e un tempo di discesa di 5 ms utilizzando un oscilloscopio LeCroy Wavesurfer 3104z. Questa forma d'onda è stata utilizzata per iniettare una carica variabile - da 50 fC a 1,85 pC - all'ingresso del preamplificatore tramite un condensatore di accoppiamento da 1 pF. Gli impulsi in uscita provenienti dal front-end sono stati successivamente digitalizzati dall'ADC integrato all'interno dell'MCU con un guadagno unitario.

Analizzando la risposta del sistema, è stata riscontrata una notevole linearità rispetto alla carica iniettata, con una non-linearità percentuale inferiore allo 0.6% (fig. 3c). Inoltre, il rumore attribuito all'intera catena di acquisizione - espresso come risoluzione di carica - è stato determinato essere inferiore all'1% e si avvicina allo 0.1% sull'intero intervallo dinamico (fig. 3a e fig. 3b).

Figura 3 – Risultati della Caratterizzazione Elettronica

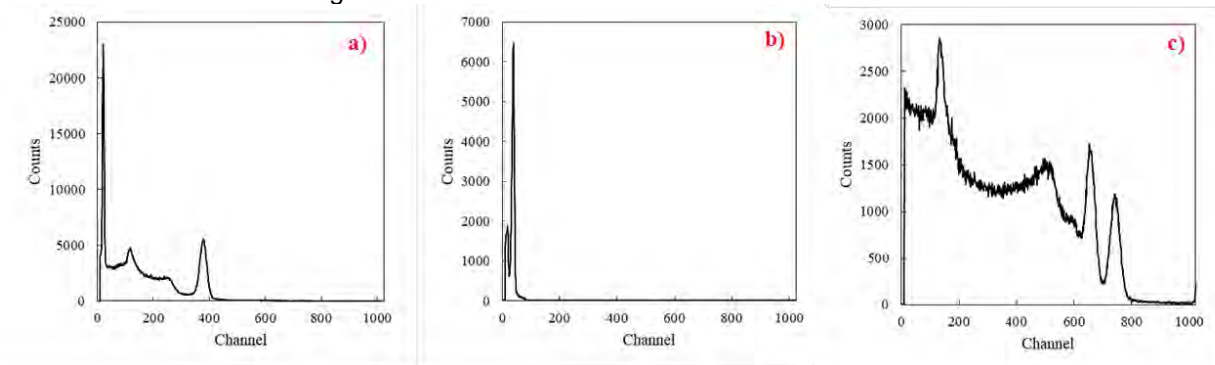


Distribuzione ottenuta con il generatore di impulsi (a), risoluzione di carica (b), linearità (c).

RISPOSTA DEL SISTEMA A RIVELATORI A SCINTILLAZIONE E A SEMICONDUTTORE NOTI

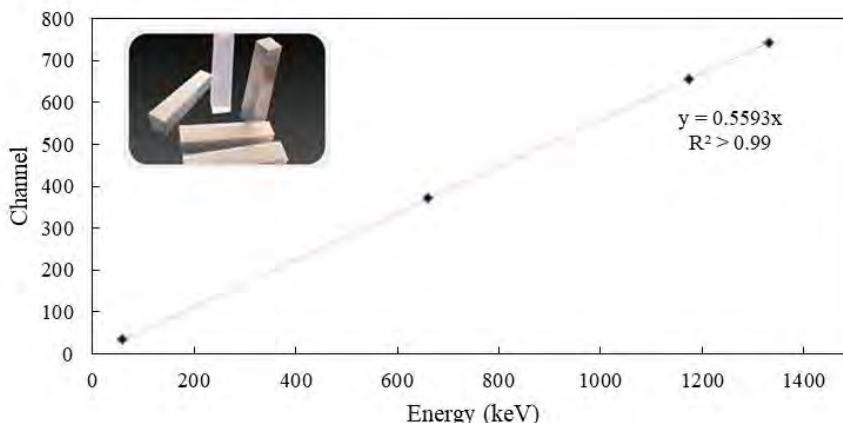
Dopo aver verificato la linearità del processo di conversione analogico-digitale, l'indagine si è concentrata sull'analisi della risposta lineare del sistema a diverse energie di raggi gamma con uno scintillatore CsI:tl accoppiato ad un SiPM. Contemporaneamente, abbiamo valutato le caratteristiche spettrali, insieme a parametri come la risoluzione energetica e la non-linearità, per valutare in modo completo le prestazioni del sistema.

Figura 4 – Risultati ottenuti con rivelatori scintillanti



Spettro di Cs-137 (a), Am-241 (b), Co-60 (c).

Figura 5 –Calibrazione ottenuta con rivelatori scintillanti



Calibrazione in energia ottenuta con scintillatore CsI:tl.

I dati ottenuti (Tab. 1) hanno fornito una chiara rappresentazione della risposta e delle prestazioni del sistema di digitalizzazione, come riflesso negli spettri gamma (fig. 4) e nella risposta lineare a diverse energie (fig. 5).

Tabella 1 - Titolo della tabella

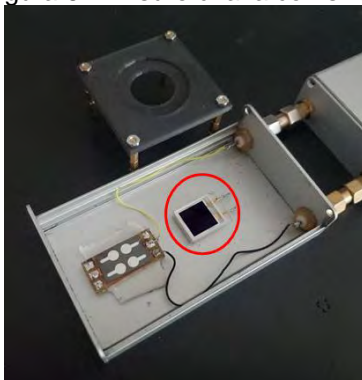
E (keV)	Measured Channel	FWHM (channels)	Energy Resolution (%)	Predicted Channel (Linear Fit)	NL (%)
59	34.5	7	18.0	33.5	-1.3
661	372	26	7.0	369	-0.2
1173	657	32	4.8	656	-0.1
1332	743	35	4.5	745	0.2

Le misurazioni hanno indicato che i valori di risoluzione energetica e non-linearità della risposta dei rivelatori rientrano in un intervallo adeguato considerando l'uso previsto del sistema.

Successivamente il sistema è stato interfacciato ad un diodo al silicio PIN (S3590-09, Hamamatsu) per verificare la risposta alle particelle alfa emesse da una sorgente di ²³⁹Pu – ²⁴¹Am – ²⁴⁴Cm. Il diodo è mostrato con un supporto realizzato per mantenere la sorgente di alfa a 26 mm (distanza alla quale si ha il picco di Bragg in aria) (fig. 6).

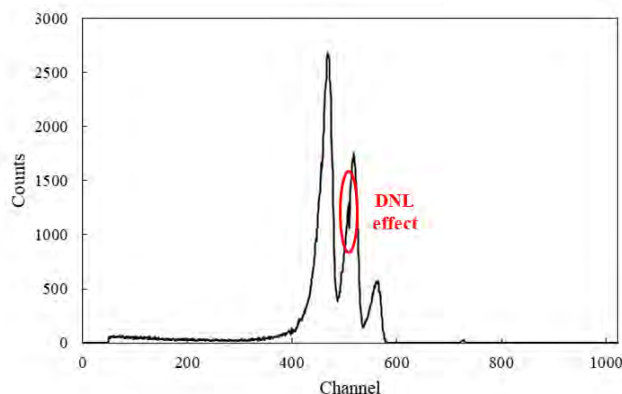
Come si evince dallo spettro (fig. 7), un certo livello di dispersione energetica è presente a causa dello strato di aria, come atteso, ma i 3 picchi delle alfa a 5.157 MeV, 5.486 MeV and 5.804 MeV, sono ben visibili. Tuttavia, un artefatto dovuto alla non linearità differenziale (DNL) dell'ADC è visibile a metà della scala.

Figura 6 – Misure di alfa con silicio



Setup di misura utilizzato per la misura delle particelle alfa fianco al secondo prototipo di diodo Schottky 4H-SiC e al supporto per mantenere la sorgente a 26 mm di distanza.

Figura 7 – Misure di alfa con silicio



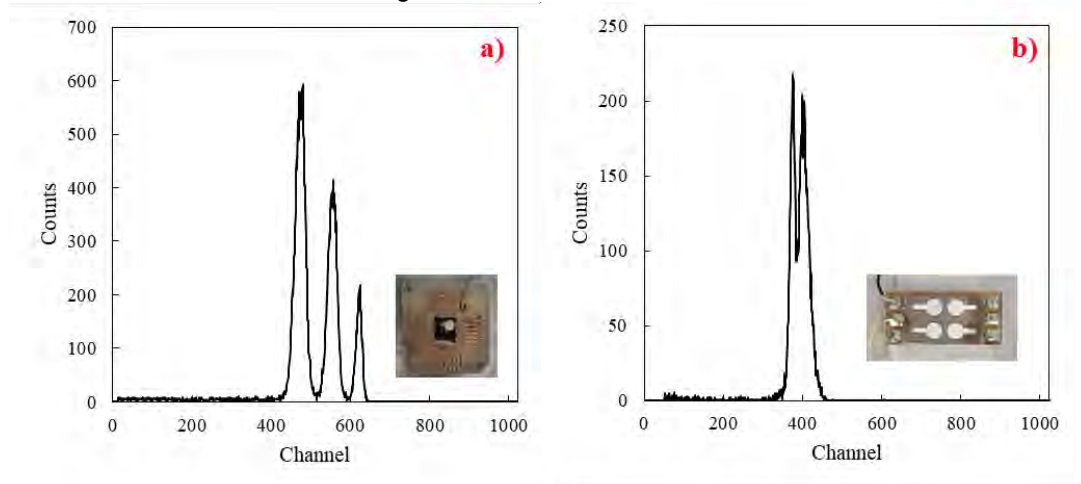
Spettro alfa ottenuto con diodo al silicio. Sono evidenti i 3 picchi delle alfa a differenti energie, assieme ad una non linearità differenziale del convertitore analogico-digitale.

Questo è un classico fenomeno legato alla natura del processo di digitalizzazione utilizzata in questo tipo di ADC. Per ridurre questo fenomeno è possibile utilizzare ADC caratterizzati da migliore DNL (che però non garantiscono uniformità in termini di non linearità integrale). Più in generale, tecniche di dithering deterministico (Dinh Sy e Toshihiko, 2012) potrebbero essere implementate per distribuire l'errore di quantizzazione su più canali, riducendo la DNL a valori inferiori al 0.1%. Per quanto riguarda i test con lo scintillatore, la DNL potrebbe essere stata mascherata dal rumore di fondo introdotto dal SiPM, maggiore rispetto al rumore elettronico del diodo al silicio.

RISPOSTA DEL SISTEMA A RIVELATORI A 4H-SiC

Infine, il sistema è stato interfacciato ai due prototipi di rivelatore 4H-SiC, senza e con lo strato di LiF. Questi dapprima sono stati esposti nelle stesse condizioni precedenti alla sorgente alfa. Il rivelatore a15 del prototipo senza LiF è stato polarizzato a 200V per raggiungere una regione depletata di circa 9 μm (sufficiente a fermare le particelle alfa). Anche in questo caso i picchi sono ben visibili, con una risoluzione del 5% per il picco centrale a 5.486 MeV (fig. 8a). La distanza di 26 mm tra la sorgente e il rivelatore è stata scelta per posizionare il picco di Bragg delle particelle alfa all'interno della regione depletata del diodo Schottky, in modo da massimizzare l'efficienza intrinseca del rivelatore. Per il setup di irradiazione adottato, la risoluzione energetica è principalmente influenzata dalla dispersione energetica subita dalle particelle alfa nell'aria e nella finestra di ingresso situata a monte della regione depletata. Questo risultato è in accordo con altri lavori precedenti (Ruddy et al., 1998), che hanno utilizzato una sorgente collimata, e la risoluzione ottenuta è accettabile per la realizzazione dello spettrometro a neutroni.

Figura 8 – Misure di alfa con 4H-SiC

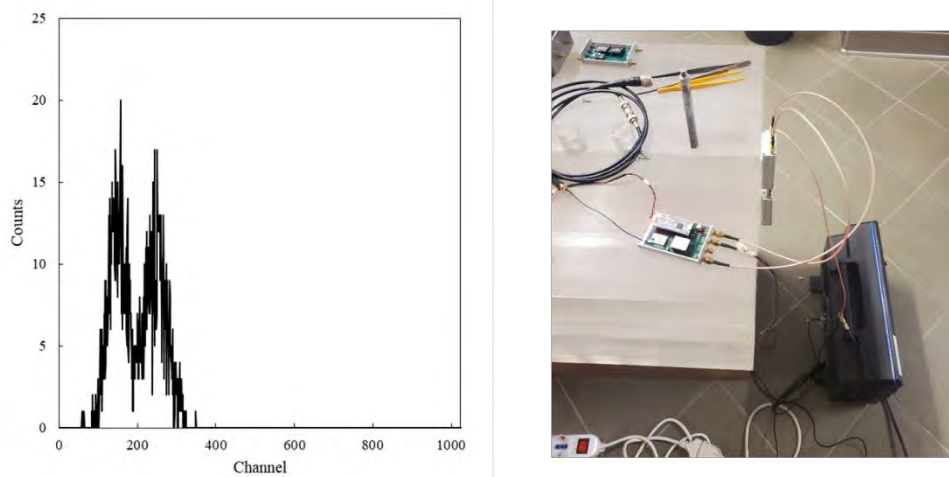


Spettro alfa ottenuto con diodi Schottky 4H-SiC. Sono evidenti i 3 picchi delle alfa a differenti energie per il primo prototipo (a), ma questi risultano sovrapposti per il prototipo (b).

Tuttavia, per il prototipo con LiF, è stata applicata una tensione massima di 20 V a causa di un fenomeno di breakdown osservato, probabilmente dovuto alla presenza di difetti (microcanali). Questo problema è attualmente oggetto di ulteriori indagini. Di conseguenza, solo i primi due picchi alfa sono distinguibili, mentre il terzo risulta fuso con il secondo (fig. 8b). In ogni caso la risposta è stata ritenuta soddisfacente per la sperimentazione con sorgente di neutroni. Successivi test di irradiazione gamma hanno inoltre confermato il basso valore dell'altezza dell'impulso gamma rispetto ai segnali alfa, che possono essere discriminati impostando una soglia inferiore adeguata nel MCA.

Una sorgente moderata da PMMA di AmBe (rateo di fluensa fino a 0.5 eV di $100 \pm 12 \text{ cm}^{-2} \text{ min}^{-1}$ a 25 cm) è stata usata per irraggiare il prototipi con LiF per 36 ore, ottenendo i seguenti risultati (fig. 9).

Figura 9 – Misure di neutroni con 4H-SiC



Spettro ottenuto per cattura di neutroni termici con diodi Schottky 4H-SiC aventi un sottile strato di LiF. Sono presenti due picchi, presumibilmente dovuti alla differente energia depositata da alfa e da tritone.

L'efficienza per la componente termica è stata trovata intorno al 2.5%. È interessante notare che, poiché solo una tra la particella alfa e il tritone viene rilevata, si forma una distribuzione a due picchi. Dato che il rivelatore non è completamente depletato e che l'assorbimento dei neutroni termici attraverso la reazione ${}^6\text{Li}(n,\alpha)$ produce un tritone da 2.73 MeV e una particella alfa da 2.05 MeV, le cui rispettive distanze nel LiF sono di 32 e 6 μm , non è facile determinare con esattezza la natura dei picchi. Sebbene sia probabile che le particelle alfa vengano arrestate, la perdita di energia del tritone è sicuramente più modesta. In ogni caso, ciò dimostra la sensibilità del rivelatore alla componente neutronica. L'efficienza per neutroni

epitermici e veloci è stata stimata tramite simulazioni con MCNPX (Ciolini et al., 2011), e i risultati indicano che lo spettrometro potrebbe essere utilizzabile almeno nel range epitermico.

IMPLEMENTAZIONE DEL RIVELATORE DI COINCIDENZE

Un preliminare prototipo per un rivelatore di coincidenze è stato sviluppato e testato. Il sistema è basato su un MCU STM32G474RE, ed utilizza un timer/counter in modalità cattura di ingresso con clock di 200 MHz. Il principio è il seguente: 2 sottosistemi di amplificazione, connessi ciascuno ad un singolo canale del timer/counter attraverso un comparatore, producono un impulso digitale nel caso di rilevazione di un alfa o di un tritone. Il primo evento a raggiungere il timer/counter viene registrato con un timestamp di risoluzione pari a 5 ns, il quale apre anche una finestra di opportunità. Se nella finestra di opportunità l'altro canale riceve un segnale, allora si calcola la differenza tra i due timestamp degli eventi. Se questi risultano inferiori ad una finestra temporale, allora si conta una coincidenza, viceversa si rigetta l'evento. Il sistema è stato testato generando segnali con un timer ad alta risoluzione (184 ps) intervallati di 0, 1, 3, 4, 5 μ s, ripetuti 10'000 volte. La differenza calcolata nei timestamp è risultata essere distribuita in modo normale, con una FWHM di circa 5 ns, quindi utilizzabile per rilevare coincidenze per lo spettrometro a sandwich.

IRRAGGIAMENTO NEUTRONICO DEL RIVELATORE 4H-SIC

Al fine di verificare il potenziale danno da radiazioni sul rivelatore, sono stati condotti esperimenti utilizzando una sorgente AmBe e neutroni monoenergetici da 0.8 MeV. Gli esperimenti si sono svolti presso i Laboratori Nazionali di Legnaro dell'INFN, in Italia, utilizzando la reazione ${}^7\text{Li}(p,n)$ per la produzione di neutroni monoenergetici. La fluenza totale di neutroni applicata è stata di $3,5 \times 10^{10} \text{ cm}^{-2}$.

Dopo l'irradiazione neutronica, non sono stati osservati cambiamenti significativi nelle caratteristiche I-V dirette dei diodi. Tuttavia, le caratteristiche I-V inverse hanno mostrato comportamenti diversi tra i vari diodi. Alcuni diodi hanno presentato una diminuzione della corrente inversa, mentre altri hanno mostrato variazioni minime. In generale non è stato riscontrato un cambiamento di funzionalità, tranne nel diodo a25 dove è stata riscontrata una dipendenza non monotona della corrente di leakage inversa.

SVILUPPI

L'utilizzo in ambienti critici di dispositivi elettronici richiede un'attenta valutazione, poiché alcuni componenti possono degradarsi a causa dell'esposizione alle radiazioni ed alle alte temperature. Ad esempio, studi come quello di Huang et al. (Huang, et al, 2020) evidenziano che componenti come microcontrollori, SoC e circuiti basati su MOSFET sono particolarmente vulnerabili. Nel caso del SoC utilizzato per il trasmettitore wireless, si è riscontrato un malfunzionamento a circa 0.46 kGy, mentre altri componenti critici hanno mostrato segni di degrado a dosi più elevate, con guasti totali intorno ai 10 kGy. Studi precedenti dimostrano che i moduli elettronici possono funzionare correttamente fino a dosi di circa 0.3 kGy senza subire degrado delle prestazioni, ma oltre questa soglia tendono a guastarsi improvvisamente. Per valutare la durabilità della piattaforma, è in corso un'indagine presso il Laboratorio Bruno Guerrini di Pisa, Italia, utilizzando sorgenti gamma e neutroni veloci ad alta intensità, secondo metodologie standardizzate (Bauman et al., 2019). Gli studi si concentrano sugli effetti cumulativi, come la Total Ionizing Dose (TID), e sugli Single Event Effects (SEE), con l'obiettivo di esplorare potenziali soluzioni di schermatura.

Un altro aspetto importante per consentire l'uso di sistemi di monitoraggio in ambienti critici è la loro certificazione conforme agli standard internazionali, che regolano il design e l'affidabilità del sistema. Lo standard IEC 61226 classifica i sistemi in base alla loro importanza per la sicurezza, definendo il rigore necessario per il design e i test dei componenti. Lo standard IEC 61513 stabilisce i requisiti generali per la progettazione di sistemi di strumentazione e controllo (I&C) critici per la sicurezza, con particolare attenzione alla ridondanza, tolleranza ai guasti e affidabilità in tutte le condizioni operative, inclusi scenari incidentali (IAEA, 2020).

Per quanto riguarda la protezione contro le minacce informatiche, gli standard IEC 62645 e IEC 62859 definiscono i requisiti per la sicurezza digitale, come la protezione contro attacchi come il "man-in-the-middle" (MitM) e il denial-of-service (DoS). È inoltre necessaria la conformità agli standard IEC 62003 per garantire la compatibilità elettromagnetica (EMC) e l'assenza di interferenze con altri sistemi critici per la sicurezza (IAEA, 2020). Tali aspetti sono al momento ambito di studio al fine di ridisegnare il sistema coerentemente agli standard necessari.

Infine, un nuovo rivelatore 4H-SiC, progettato per evitare i problemi di breakdown prematuro riscontrati nel prototipo iniziale, è attualmente in fase di assemblaggio. Questo nuovo design mira a migliorare ulteriormente l'affidabilità del rivelatore in condizioni di alta tensione, garantendo una maggiore efficienza operativa e una ridotta suscettibilità ai difetti strutturali, come i microcanali. Il miglioramento della stabilità elettrica rappresenta un passo critico verso l'ottimizzazione delle prestazioni complessive del sistema, rendendolo più adatto per applicazioni in ambienti con radiazioni intense e per l'uso prolungato in condizioni operative estreme.

CONCLUSIONE

Lo sviluppo dello spettrometro portatile 4H-SiC per la rilevazione di radiazioni ha dimostrato la sua capacità di operare efficacemente in ambienti ostili, grazie alla robustezza intrinseca del rivelatore e all'integrazione di sistemi di lettura basati su IoT. I risultati ottenuti, in particolare la linearità del sistema e la sensibilità alla componente neutronica, indicano che il rivelatore può essere utilizzato in applicazioni critiche come il monitoraggio ambientale o la gestione di emergenze nucleari.

L'uso di protocolli di comunicazione a lungo raggio come LoRa ha dimostrato di essere una soluzione efficiente per la trasmissione di dati in tempo reale, riducendo al minimo il consumo energetico e garantendo una copertura estesa. Tuttavia, sono emersi alcuni limiti operativi dovuti alla vulnerabilità di alcuni componenti alle radiazioni, il che suggerisce che ulteriori sviluppi e test di schermatura siano necessari per migliorare la resistenza del sistema in condizioni di radiazione elevata.

Nel complesso, il prototipo proposto rappresenta un passo avanti verso la realizzazione di dispositivi di monitoraggio delle radiazioni portatili, flessibili e ad alte prestazioni, con potenziali applicazioni in diversi settori industriali e di sicurezza.

Bibliografia

Baumann Robert, Kruckmeyer Kirby, *Radiation handbook for electronics*, Texas Instruments, 2019. [Online], Available: <https://www.ti.com/applications/industrial/aerospace-defense/technical-documents.html>.

Ciolini Riccardo, et al., *A feasibility study of a SiC sandwich neutron spectrometer*, Radiation Measurements, Volume 46, Issue 12, 2011, Pages 1634-1637, ISSN 1350-4487, <https://doi.org/10.1016/j.radmeas.2011.06.071>.

Dinh Sy Hien, Senzaki Toshihiko, *Development of a fast 12-bit ADC for a nuclear spectroscopy system*, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment, Volume 457, Issues 1–2, 2001, Pages 356-360, ISSN 0168-9002, [https://doi.org/10.1016/S0168-9002\(00\)00752-X](https://doi.org/10.1016/S0168-9002(00)00752-X).

Gallego Manzano Lucia, et al., *An IoT LoRaWAN network for environmental radiation monitoring*, IEEE Trans. Instrum. Meas., 2021, <https://doi.org/10.1109/TIM.2021.3063498>.

Gomaa Rania Ibrahim, et al., *Real-time radiological monitoring of nuclear facilities using ZigBee technology*, IEEE Sens. J., 2014, <https://doi.org/10.1109/JSEN.2014.2342534>.

Huang Qiang, Jiang Jin, Deng Yongqiang, *Comparative evaluation of six wireless sensor devices in a high ionizing radiation environment*, IET Wireless Sensor Systems, Volume 10, 2020, Pages 276-282, <https://doi.org/10.1049/iet-wss.2020.0035>.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, *Application of Wireless Technologies in Nuclear Power Plant Instrumentation and Control Systems*, IAEA Nuclear Energy Series No. NR-T-3.29, IAEA, Vienna, 2020.

Karmakar Arijit, et al., *A review of semiconductor based ionising radiation sensors used in Harsh radiation environments and their applications*, Radiation, Volume 1, Issue 3, 2021, Pages 194-217.

Kocakulak Mustafa, Butun Ismail, *An overview of Wireless Sensor Networks towards Internet of Things*, IEEE CCWC, 2017, <https://doi.org/10.1109/CCWC.2017.7868374>.

Ruddy Frank H., et al., *Development of a silicon carbide radiation detector*, IEEE Transactions on Nuclear Science, Volume 45, Issue 3, Pages 536-541, June 1998, <https://doi.org/10.1109/23.682444>.

Zahir Muhammad, et al., *Radiation-Tolerant Electronic Devices Using Wide Bandgap Semiconductors*, Advanced Materials Technologies, Volume 8, Issue 2, 2023, Article 2200539

Attivazione dell'aria intorno al generatore neutronico D-T PUNITA del JRC-Ispra: confronto tra i codici Monte Carlo MCNP e FLUKA

C. Tinè², G. Magrotti¹, G. Iurlaro¹, M. Cecchini², G. Merla², F. Gueli¹

¹Commissione Europea, DG JRC Dir. J – Nuclear Decommissioning and Waste Management, sito di Ispra (VA)

²ONET TECHNOLOGIES ND, Stab. Italia DDA

Corrado.TINE@ext.ec.europa.eu

Riassunto

Il Joint Research Centre di Ispra (JRC-Ispra), nell'ambito dei programmi di ricerca sulle salvaguardie nucleari, utilizza il generatore di neutroni pulsati deuterio-trizio (D-T) "PUNITA" (PUlsed Neutron Interrogation Test Assembly) con energia di 14 MeV per identificare la componente fissile nei materiali nucleari attraverso tecniche di interrogazione neutronica.

Nell'ambito delle valutazioni di radioprotezione correlate all'impiego di tale dispositivo, il presente lavoro si è proposto di stimare l'attivazione neutronica dell'aria circostante al generatore, sia all'interno della cavità di irraggiamento che all'esterno della schermatura primaria in polietilene e grafite. L'analisi è stata condotta tramite simulazioni Monte Carlo, confrontando i risultati dei codici di calcolo MCNP e FLUKA per quanto riguarda il flusso e la dose neutronica, nonché l'attività in aria dei prodotti di attivazione al termine dell'irraggiamento. Da quest'ultima, si è poi stimata la dose per inalazione e sommersione da nube a cui sarebbe esposto l'operatore durante l'apertura della schermatura primaria al termine del funzionamento.

Se da un lato i risultati relativi al flusso e alla dose neutronica dei due codici risultano in ottimo accordo, i valori dell'attivazione differiscono qualitativamente e, in parte, anche quantitativamente. FLUKA considera in maniera predefinita il trasporto delle particelle secondarie prodotte dall'interazione dei neutroni che potrebbero contribuire a loro volta alla produzione di radionuclidi nell'aria circostante. Il confronto dei risultati di attivazione tra i due codici ha permesso di stabilire come non sia trascurabile il possibile contributo dei protoni che determina, oltre alla produzione di radionuclidi aggiuntivi, una concentrazione di N-13 che in FLUKA risulta circa 4 volte maggiore rispetto alla concentrazione calcolata da MCNP e dovuta alle sole interazioni dei neutroni. Di conseguenza, la stima della dose efficace annua all'operatore è stata valutata pari a 0,041 mSv/anno con i valori di concentrazione dei radionuclidi ottenuti da FLUKA, e pari a 0,013 mSv/anno utilizzando i risultati di MCNP. Sebbene si tratti in entrambi i casi di una dose trascurabile, i risultati evidenziano l'importanza di considerare l'eventuale contributo dei protoni nelle valutazioni di radioprotezione.

INTRODUZIONE

Il Joint Research Centre (JRC) svolge attività di ricerca nel settore delle Salvaguardie e la Non Proliferazione nucleare, in supporto alle quali ospita nel proprio sito di Ispra un generatore di neutroni per la caratterizzazione di campioni contenenti materiale fissile con tecniche di interrogazione neutronica. Il dispositivo, denominato PUlsed Neutron Interrogation Test Assembly (PUNITA), produce neutroni pulsati da 14 MeV con intensità nominale di $2 \cdot 10^8$ n/s, accelerando il deuterio verso un target contenente trizio e sfruttando la reazione di fusione D-T (Favalli et al., 2008).

La struttura di PUNITA è costituita da una schermatura primaria in polietilene e grafite all'interno della quale sono alloggiati il generatore di neutroni stesso e il campione oggetto dell'analisi. Le pareti verticali della schermatura sono montate su carrelli mobili che consentono l'apertura della struttura e l'accesso all'alloggiamento centrale per la manipolazione del campione. In ciascuno dei sei lati, all'interno del rivestimento in polietilene e grafite, sono incorporati anche i moduli di rivelazione dei neutroni di fissione.

Durante l'irraggiamento del campione, l'aria presente sia nella cavità interna di PUNITA che all'esterno della schermatura primaria può attivarsi, principalmente a causa della componente termica del flusso che si viene a determinare durante il rallentamento dei neutroni dentro e fuori la struttura. Una delle reazioni principali è quella che coinvolge l'isotopo Ar-40 con la cattura di un neutrone e la produzione del radionuclide Ar-41, ma anche altre reazioni che coinvolgono i costituenti dell'aria possono dar luogo a radionuclidi non trascurabili dal punto di vista radioprotezionistico. In questo lavoro l'analisi dell'attivazione dell'aria è stata condotta attraverso l'uso di codici Monte Carlo, confrontando i risultati di FLUKA e MCNP in termini di flusso e dose neutronica, nonché di concentrazione di attività dei radionuclidi prodotti.

I due codici adottavano in passato approcci diversi per il trasporto dei neutroni a bassa energia (sotto i 20 MeV): FLUKA utilizzava in maniera predefinita un algoritmo multi-gruppo con sezioni d'urto mediate su intervalli energetici discreti (*group-wise treatment*), mentre MCNP impiegava una tecnica di trasporto puntuale con sezioni d'urto continue su tutto lo spettro energetico (*point-wise treatment*). Una trattazione puntuale era disponibile in FLUKA solo opzionalmente per alcuni isotopi e tipologie di interazioni di rilevanza pratica. Solo di recente, una nuova e completa trattazione *point-wise* è stata introdotta in FLUKA con la versione 4-3.0 e resa disponibile di default con la versione 4-4.0 (Vlachoudis, et al., 2023). Le simulazioni e le analisi presentate in questo studio si sono avvalse delle versioni MCNP 6.2 (Werner et al., 2017) e FLUKA 4-4.0 (Ahdida et al., 2022), fornendo così un confronto tra le proprietà e i risultati dei due modelli.

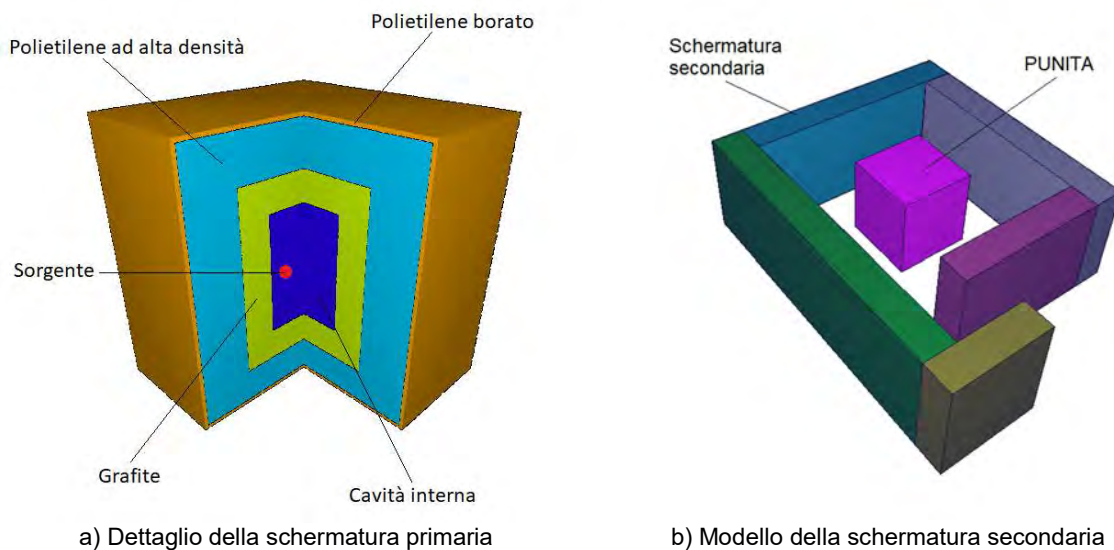
MODELLO GEOMETRICO E ASPETTI GENERALI

Il modello geometrico di PUNITA, utilizzato in entrambi i codici per le simulazioni, è illustrato in Figura 1a) e consiste in un parallelepipedo cavo le cui pareti, che realizzano la schermatura primaria del generatore, sono costituite da (dall'interno verso l'esterno):

- uno strato di grafite dello spessore di 21 cm;
- uno strato di polietilene ad alta densità, con spessore di 33 cm sulle pareti laterali, e di 30 e 22,5 cm rispettivamente per le pareti superiore e inferiore;
- uno strato di polietilene borato dello spessore di 2,5 cm.

La cavità interna misura 53 cm x 53 cm x 80 cm, mentre le dimensioni complessive della struttura sono di 166 cm x 166 cm x 179,5 cm.

Figura 1 - Modello del generatore PUNITA



La struttura di PUNITA è a sua volta circondata da pareti modulari, costituite da una struttura esterna in polietilene ad alta densità e riempite con acqua. Questa schermatura esterna presenta un ingresso a labirinto dotato di un cancello che ne impedisce l'accesso durante il funzionamento. Una vista complessiva dell'installazione è mostrata in Figura 1b).

La composizione dei materiali utilizzati nelle simulazioni, per entrambi i codici, è riportata in Tabella 1.

Tabella 1 - Composizione dei materiali utilizzati nelle simulazioni (McConn et al., 2011)

Materiale	Aria	Grafite	Polietilene ad alta densità	Polietilene borato	Acqua	Calcestruzzo
Densità (g/cm ³)	0,001205	1,7	0,944	1,0	0,998207	2,25
Elemento	Frazione in peso					
H	-	-	0,143716	0,125355	0,111894	0,004530
B	-	-	-	0,100000	-	-
C	0,000124	1,00000	0,856284	0,774645	-	-
N	0,755268	-	-	-	-	-
O	0,231781	-	-	-	0,888106	0,512600
Na	-	-	-	-	-	0,015270
Mg	-	-	-	-	-	-
Al	-	-	-	-	-	0,035550
Si	-	-	-	-	-	0,360360
Ar	0,012827	-	-	-	-	-
Ca	-	-	-	-	-	0,057910
Fe	-	-	-	-	-	0,013780

È opportuno sottolineare che il dettaglio del fascio di deutoni che colpisce il bersaglio contenente trizio è stato semplificato modellizzando una sorgente puntiforme ed isotropa di $2 \cdot 10^8$ n/s con energia di 14,1 MeV. Con la tensione di accelerazione a cui lavora PUNITA, tale approssimazione è giustificata in quanto la variazione di intensità e di energia dei neutroni con l'angolo di emissione è di piccola entità. La sorgente è posizionata nella cavità interna a metà altezza e in prossimità di una delle pareti della schermatura. Come ulteriore semplificazione, i rivelatori di neutroni situati all'interno dello strato di polietilene ad alta densità della schermatura primaria non sono stati inclusi nel modello.

In entrambi i codici non sono state attivate le reazioni fotonucleari e le relative sezioni d'urto, che, in base a valutazioni preliminari, sono state ritenute trascurabili ai fini del presente lavoro. Inoltre, nelle simulazioni effettuate sia con FLUKA che con MCNP, non è stato implementato il trattamento dello scattering termico $S(\alpha, \beta)$ per i neutroni a bassa energia.

MODELLO DI SIMULAZIONE CON FLUKA

FLUKA utilizza un modello che trasporta di default tutte le possibili particelle secondarie prodotte dai neutroni della sorgente. Per la stima del flusso neutronico, si è fatto uso della card USRTRACK che valuta la fluenza dei neutroni in funzione dell'energia in una regione, conteggiando le lunghezze di traccia percorse dai neutroni all'interno del suo volume. La card AUXSCORE ha permesso poi di associare i coefficienti di conversione della pubblicazione ICRP 74 per il passaggio dalla fluenza all'equivalente di dose ambientale nelle stesse regioni. In aggiunta, nelle simulazioni è stata prevista anche la card USRBIN per ricavare la distribuzione spaziale della fluenza e dell'equivalente di dose ambientale su una griglia regolare cartesiana intorno al generatore.

Per quanto riguarda l'attivazione, le seguenti card sono state implementate nella simulazione:

- RADDECAY attiva la simulazione del decadimento dei nuclidi radioattivi prodotti dall'attivazione e il trasporto della radiazione di decadimento;
- IRRPROFI consente di definire la durata dell'irraggiamento e l'intensità della sorgente;
- DCYTIMES consente di specificare diversi tempi di "raffreddamento", a partire dal termine dell'irraggiamento, a cui si vuole conoscere l'attività del radionuclide prodotto, tenendo conto del suo decadimento;
- DCYSCORE consente la valutazione dell'attività prodotta di ciascun radionuclide ai diversi tempi definiti nella card DCYTIMES;
- RESNUCLEI consente di valutare l'attività totale e quella di ciascun radionuclide che viene prodotto all'interno delle regioni di interesse.

Il tipo e l'attività dei radionuclidi prodotti viene fornita autonomamente dal codice direttamente in Bq/cm³.

Infine, con la card BIASING si è assegnata un'importanza crescente alle particelle che attraversano le regioni della schermatura primaria, quale tecnica di riduzione della varianza.

La libreria di sezioni d'urto *point-wise* predefinita per la versione 4-4.0 di FLUKA è JEFF-3.3¹ ed è stata, pertanto, quella utilizzata nel presente lavoro. Nel richiamare le sezioni d'urto, FLUKA considera la composizione isotopica naturale degli elementi che compongono i materiali alla temperatura di default di 296,0 K, per una corretta stima dell'allargamento Doppler delle risonanze.

MODELLO DI SIMULAZIONE CON MCNP

Per le simulazioni con MCNP, è stato incluso il solo trasporto dei neutroni e dei fotoni secondari. La valutazione della fluenza è stata effettuata utilizzando la tally F4, che restituisce il valore medio su una cella in funzione dell'energia, sulla base delle lunghezze di traccia percorse. Ci si è avvalsi delle card DE e DF per convertire la stima della fluenza in equivalente di dose ambientale H*(10), ricorrendo, anche in questo caso, ai coefficienti della pubblicazione ICRP 74. Parallelamente a quanto previsto in FLUKA, la card FMESH ha permesso di ricavare una mappatura spaziale delle due grandezze attorno al generatore considerando una griglia con le medesime caratteristiche.

A differenza di FLUKA, i radionuclidi prodotti dall'irraggiamento neutronico e la loro attività non vengono ricavati direttamente da MCNP. Il codice calcola, a partire dalla tally F4, il tasso di reazione tramite la card FM, dove l'utente deve definire l'isotopo bersaglio e il numero identificativo (MT) del tipo di reazione presa in esame. Nella card FM è inoltre richiesto di specificare un fattore di normalizzazione corrispondente alla densità atomica dell'isotopo bersaglio nel materiale.

In MCNP sono state pertanto esaminate tutte le possibili reazioni neutroniche con i principali costituenti dell'aria, escludendo quelle che non possono verificarsi sulla base delle energie di soglia.

Nel presente studio, gli isotopi bersaglio costituenti l'aria e le relative reazioni prese in considerazione sono elencate in Tabella 2.

Tabella 2 - Principali isotopi dell'aria e reazioni di attivazione prese in considerazione con MCNP

Isotopo bersaglio	ZOID (card M)	Abbondanza isotopica ² [%]	Densità atomica [atomi/barn-cm]	Tipo di reazione	Numero MT	Radioisotopo prodotto
N-14	7014.80c	99.6205	3.89995E-05	(n,p)	103	C-14
				(n,t)	105	H-3 (C-12)
				(n,2n)	16	N-13
O-16	8016.80c	99.757	1.04867E-05	(n,p)	103	N-16
Ar-40	18040.80c	99.6035	2.31781E-07	(n,γ)	102	Ar-41
				(n,p)	103	Cl-40
				(n,α)	107	S-37
				(n, 2n)	16	Ar-39

I fattori di normalizzazione, relativi alla densità atomica degli isotopi costituenti l'aria, sono stati calcolati come segue:

$$N_{i,j} = \frac{\rho_{aria} \cdot FP_j \cdot N_a}{A_j} \cdot 10^{-24} \cdot AI_{i,j}$$

¹ <https://www.oecd-nea.org/dbdata/jeff/>

² <https://www-nds.iaea.org/>

dove:

- $N_{i,j}$ rappresenta la densità atomica dell'isotopo i appartenente all'elemento j [atomi/cm³]
- ρ_{aria} è la densità della miscela d'aria [g/cm³]
- FP_j indica la frazione in peso dell'elemento j nella miscela d'aria
- N_a è il Numero di Avogadro
- A_j rappresenta il peso atomico dell'elemento j [g/mol]
- $AI_{i,j}$ è l'abbondanza isotopica dell'isotopo i appartenente all'elemento j

La card FM restituisce il prodotto $R = \Sigma(E) \cdot \Phi(E)$ per tutte le energie in unità [reazioni/cm³-s] e tale valore rappresenta il risultato del codice.

Per determinare l'attività di ciascun radionuclide di attivazione prodotto, una volta ottenuto il rateo di reazione restituito dal codice, si utilizza la seguente relazione:

$$C_i = R_i \cdot (1 - e^{-\lambda_i T})$$

dove:

- C_i indica la concentrazione di attività del radionuclide i -esimo [Bq/cm³]
- R_i è il tasso di reazione che produce il radionuclide i -esimo [reazioni/cm³-s]
- λ_i rappresenta la costante di decadimento del radionuclide i -esimo [s⁻¹]
- T è il tempo di irraggiamento [s]

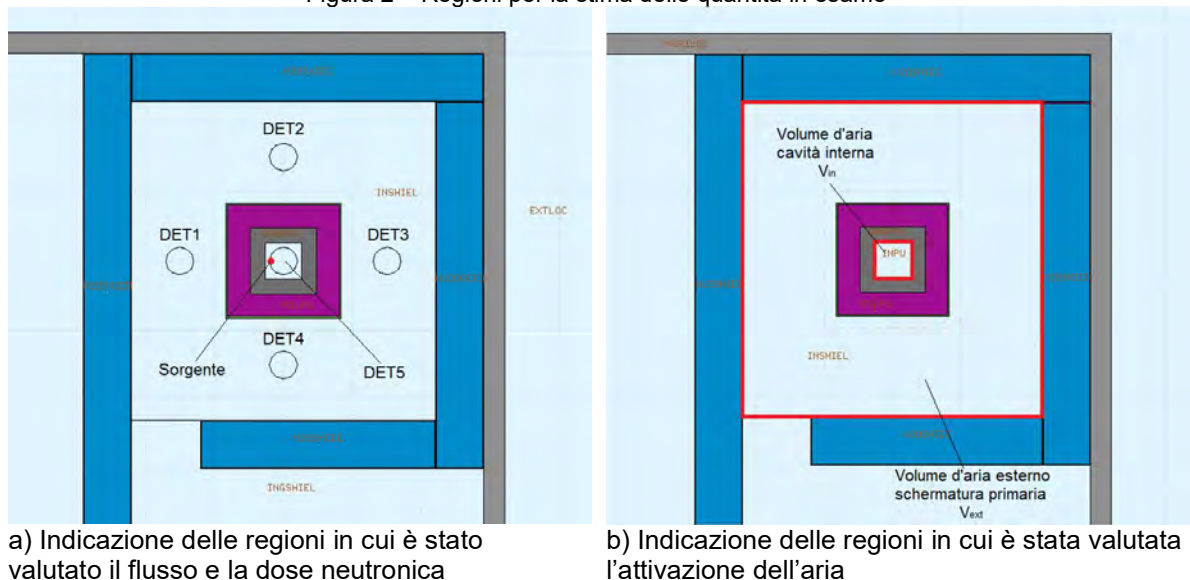
Anche in MCNP, per ridurre la varianza, si è attribuita un'importanza crescente alle particelle che, partendo dalla cavità interna, vengono trasportate attraverso le regioni che costituiscono la schermatura primaria.

Per quanto riguarda le sezioni d'urto, in MCNP l'utente può scegliere tra diverse librerie per uno specifico isotopo. La principale è il database ENDF/B con i suoi periodici aggiornamenti (Conlin, 2017). Per assicurare uniformità con FLUKA, nel presente lavoro è stata selezionata la versione ENDF/B-VII.1 delle sezioni d'urto, in quanto corrispondente alla temperatura ambiente di 293,6 K.

ANALISI E RISULTATI

Per l'analisi sono state definite cinque regioni, ciascuna costituita da una sfera d'aria con un raggio di 20 cm, nelle quali valutare il flusso e la dose neutronica mediati su loro volume. Le regioni sono denominate DET1, DET2, DET3, DET4 e DET5, e sono state posizionate come indicato in Figura 2a). I neutroni vengono conteggiati considerando tre intervalli energetici, corrispondenti ai gruppi termico, epitermico e veloce. Questo consente di determinare la distribuzione energetica dei neutroni dentro la cavità e all'esterno della schermatura. L'attivazione dell'aria è stata invece valutata nell'intera regione della cavità interna, denominata V_{in} , e nella regione compresa tra la schermatura primaria e quella secondaria, indicata come V_{ext} in Figura 2b).

Figura 2 – Regioni per la stima delle quantità in esame



FLUSSO E DOSE NEUTRONICA

La Figura 3 illustra il flusso neutronico totale nelle cinque regioni in esame, evidenziando un'ottima concordanza tra i risultati dei due codici. Come atteso, fuori dalla schermatura primaria, il flusso è maggiore in corrispondenza di DET1 per la maggior vicinanza alla sorgente. Andamenti simili sono riscontrabili in tutte e tre le componenti del flusso analizzate. Un aspetto da sottolineare è che, al di fuori della schermatura primaria, persiste un significativo contributo della componente veloce del flusso che rappresenta oltre l'80% del totale, come mostrato nel grafico della Figura 4.

Figura 3 - Flusso neutronico totale

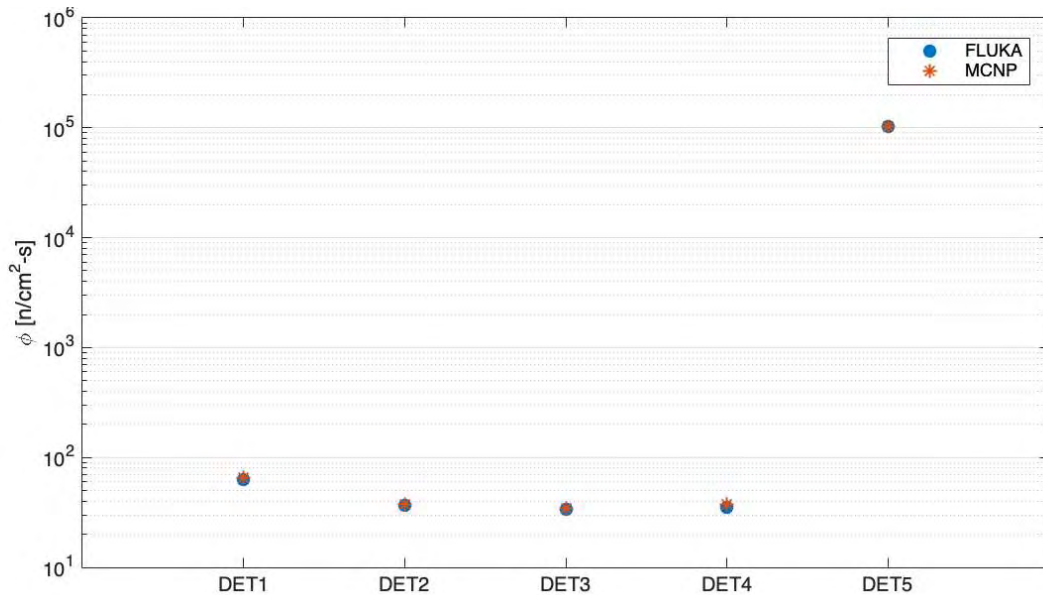
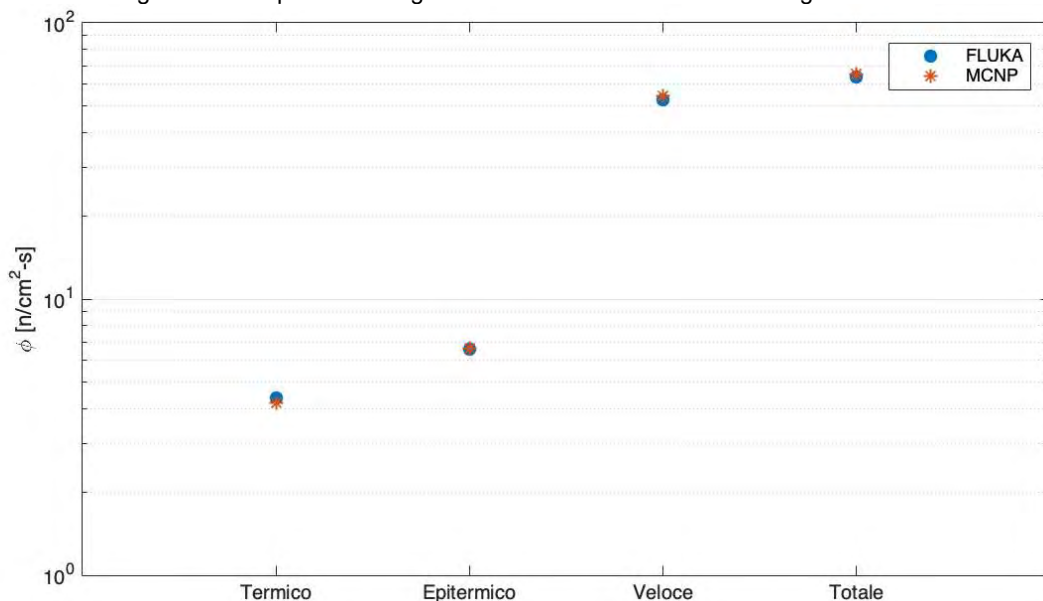


Figura 4 - Componenti energetiche del flusso neutronico nella regione DET1



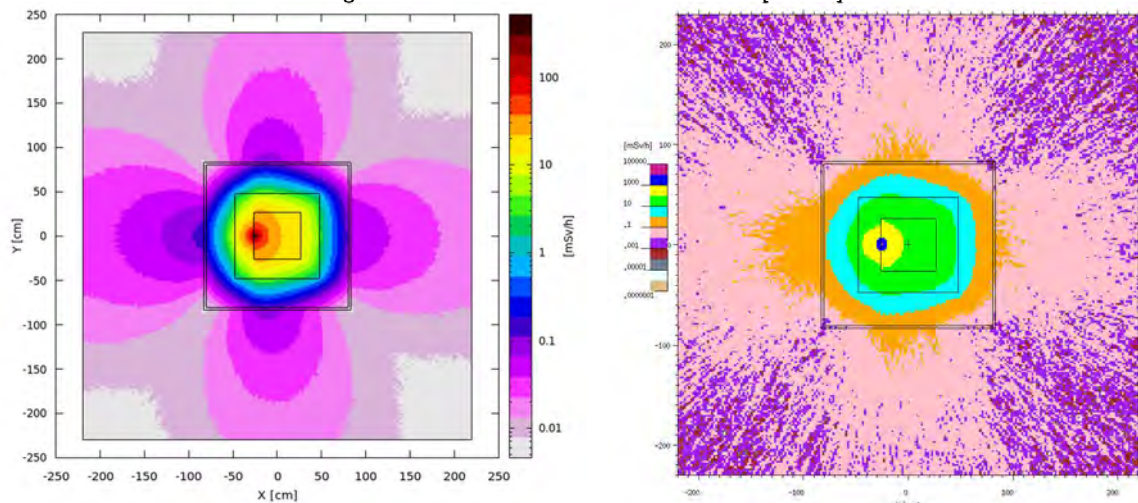
Si può notare, inoltre, come all'interno della cavità (DET5) il flusso di neutroni moderati (circa 3×10^4 n/cm²-s) sia dello stesso ordine di grandezza di quello veloce (circa 5×10^4 n/cm²-s). I dettagli dei valori del flusso per ciascuna regione sono forniti in Tabella 3.

Tabella 3 - Flusso neutronico nelle regioni considerate per intervalli energetici

FLUKA Φ [n/cm ² -s]					
(10 ⁸ storie)	DET1	DET2	DET3	DET4	DET5
Termico	4,40 ± 0,09	3,68 ± 0,09	3,57 ± 0,08	3,59 ± 0,07	30847 ± 8
Epitermico	6,60 ± 0,09	4,38 ± 0,07	4,14 ± 0,06	4,08 ± 0,10	20460 ± 7
Veloce	52,5 ± 0,3	28,38 ± 0,16	25,73 ± 0,15	27,83 ± 0,16	52601 ± 8
Totale	63,5 ± 0,3	36,4 ± 0,2	33,4 ± 0,2	35,5 ± 0,2	103444 ± 16
MCNP Φ [n/cm ² -s]					
(10 ⁸ storie)	DET1	DET2	DET3	DET4	DET5
Termico	4,22 ± 0,07	3,66 ± 0,06	3,66 ± 0,06	3,49 ± 0,06	30434 ± 9
Epitermico	6,62 ± 0,10	4,33 ± 0,08	4,09 ± 0,08	4,30 ± 0,08	20222 ± 8
Veloce	54,4 ± 0,3	29,8 ± 0,2	26,6 ± 0,2	29,3 ± 0,2	52479 ± 11
Totale	65,2 ± 0,3	37,7 ± 0,2	34,4 ± 0,2	37,1 ± 0,2	103130 ± 20

Come già accennato, le simulazioni hanno previsto la conversione della fluenza neutronica in equivalente di dose ambientale H*(10), applicando i coefficienti di conversione della pubblicazione ICRP 74. La dose neutronica è stata così ricavata sia nelle cinque regioni considerate che su una griglia spaziale intorno al generatore, con celle di dimensioni 2 cm x 2 cm x 2 cm. La Figura 5 mostra una vista dall'alto della mappatura ottenuta con entrambi i codici, mentre i valori numerici sono riportati nella Tabella 4.

Figura 5 - Distribuzione del rateo di dose [mSv/h]



a) Distribuzione del rateo di dose neutronica in FLUKA

b) Distribuzione del rateo di dose neutronica in MCNP

Tabella 4 - Rateo di dose nelle regioni considerate

Neutroni [μSv/h]					
(10 ⁸ storie)	DET1	DET2	DET3	DET4	DET5
FLUKA	84,8 ± 0,4	46,3 ± 0,3	41,6 ± 0,2	45,4 ± 0,3	88438 ± 13
MCNP	85,2 ± 0,5	46,6 ± 0,3	41,4 ± 0,3	45,9 ± 0,3	88013 ± 18
FLUKA/MCNP	0,996	0,994	1,004	0,988	1,005
Gamma [μSv/h]					
(10 ⁸ storie)	DET1	DET2	DET3	DET4	DET5
FLUKA	13,08 ± 0,03	8,68 ± 0,03	7,605 ± 0,018	8,616 ± 0,014	239,87 ± 0,12
MCNP	14,44 ± 0,03	9,62 ± 0,02	8,48 ± 0,02	9,60 ± 0,02	334,36 ± 0,17
FLUKA/MCNP	0,906	0,902	0,897	0,898	0,717

ATTIVAZIONE E VALUTAZIONE DI DOSE

L'attivazione dell'aria è stata valutata al tempo $t=0$ s dopo un irraggiamento continuo di 3 ore, in assenza di ricambio d'aria nel locale che ospita il dispositivo. I risultati sono mostrati in Tabella 5, dove nell'ultima colonna è riportata la stima della dose efficace complessiva all'operatore che al termine dell'irraggiamento apre la schermatura primaria, tenendo conto sia del contributo per inalazione che di quello per sommersione da nube.

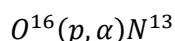
Dall'analisi dei risultati dell'attivazione si evidenziano alcuni aspetti principali:

- I radionuclidi restituiti da FLUKA includono anche i prodotti di attivazione degli isotopi naturali dell'aria meno abbondanti (Be-10, B-12, C-15, Cl-36, Ar-37, Ar-39), i quali non sono stati considerati nelle simulazioni con MCNP.
- La presenza tra i risultati di FLUKA di radionuclidi come C-11, O-15 e K-40, non attesi dalle interazioni neutroniche per via delle energie di soglia, suggerisce il possibile verificarsi di reazioni indotte dai protoni secondari³.

Tabella 5 - Concentrazione in aria e valutazione della dose all'operatore al termine dell'irraggiamento

Radio-nuclide	Concentrazione di attività ⁴ [Bq/m ³]				Rapporto		Dose efficace [mSv/anno]	
	FLUKA		MCNP		FLUKA/MCNP		FLUKA	MCNP
	V _{ext}	V _{in}	V _{ext}	V _{in}	V _{ext}	V _{in}		
Ar-41	3,27E-01	2,45E+03	3,35E-01	2,68E+03	0,98	0,91	4,51E-03	4,94E-03
Cl-40	1,20E-02	8,90E+01	1,24E-02	8,53E+01	0,97	1,04		
K-40		3,28E-13					1,91E-17	
Cl-39		1,10E+01					2,72E-05	
Ar-39	5,12E-07	3,84E-03	4,94E-07	4,04E-03	1,04	0,95	1,33E-11	1,39E-11
S-37	1,80E-02	8,90E+01	2,06E-02	7,15E+01	0,88	1,25		
Ar-37	2,35E-05	3,05E-01						
Cl-36	7,51E-12	5,56E-09					3,89E-14	
N-16	1,65E+00	1,05E+04	1,60E+00	1,07E+04	1,03	0,98		
C-15	9,52E-03	8,81E+01						
O-15		3,52E+00					4,98E-06	
C-14	1,02E-05	7,93E-02	1,04E-05	7,89E-02	0,98	1,00	4,60E-07	4,58E-07
N-13	2,40E+00	2,53E+04	5,27E-01	5,80E+03	4,55	4,36	3,55E-02	8,15E-03
B-12	2,86E-02	2,03E+02						
C-11	2,85E-02	1,76E+00					2,72E-06	
Be-10	1,50E-12							
H-3	1,33E-04	4,30E-01	1,40E-04	5,94E-01	0,95	0,72	1,03E-07	1,42E-07
Totale	4,47E+00	3,87E+04	2,49E+00	1,94E+04			0,041	0,013

- Il disaccordo più evidente tra i risultati dei due codici messi a confronto è quello relativo al radionuclide N-13, che in FLUKA risulta circa quattro volte maggiore rispetto al valore di MCNP. Il risultato di FLUKA potrebbe tener conto della frazione di N-13 prodotta dalla reazione:



$$Q - \text{value} = - 5,2 \text{ MeV}$$

³ $N^{14}(p, \alpha)C^{11}$ (Q - value = -2,9 MeV),
 $N^{14}(p, \gamma)O^{15}$ (Q - value = 7,3 MeV),
 $Ar^{40}(p, n)K^{40}$ (Q-value = -2.3 MeV).

⁴ Tutte le incertezze dei valori riportati risultano inferiori al 10%.

Per la valutazione della dose efficace all'operatore che, al termine dell'irraggiamento, apre la schermatura primaria, sono state adottate le seguenti ipotesi:

- Si considerano i radionuclidi più rilevanti dal punto di vista radioprotezionistico, sia per inalazione che per sommersione da nube, sulla base dei coefficienti disponibili in letteratura (Johnson et al., 2012) e nella pubblicazione ICRP 119 e successivi aggiornamenti.
- Conservativamente, si assume che l'operatore sia esposto per una durata di 5 minuti alla concentrazione presente nella cavità interna del dispositivo al momento dell'apertura.
- Si considerano 100 irraggiamenti all'anno.

Dall'analisi delle valutazioni di dose si osserva come il contributo maggiore in entrambi i codici è dato dai radionuclidi Ar-41 e N-13. La differenza principale nei risultati si conferma essere dovuta al valore dell'N-13 che comporta una dose all'operatore circa tre volte superiore in FLUKA rispetto a MCNP. In entrambi i casi si tratta di un valore di dose efficace annua trascurabile per l'operatore: 0,041 mSv/anno utilizzando i valori di FLUKA e 0,013 mSv/anno con quelli di MCNP. La presenza di altri radionuclidi, come C-11 e O-15, dovuti alle possibili interazioni dei protoni, risulta irrilevante ai fini della valutazione di dose.

CONCLUSIONI

I risultati presentati mettono in luce come, nello studio dei fenomeni di attivazione dell'aria intorno al generatore di neutroni PUNITA, non è da escludere un possibile contributo dovuto alle interazioni dei protoni secondari e come tale contributo non sia trascurabile dal punto di vista radioprotezionistico in quanto porterebbe ad una sottostima della dose all'operatore di circa il 65%. La sottostima è dovuta essenzialmente al radionuclide N-13, che potrebbe essere prodotto, oltre che dalle interazioni neutroniche, anche dalle reazioni dei protoni con l'O-16. La concentrazione in aria di N-13 fornita da FLUKA risulta circa quattro volte superiore rispetto ai valori calcolati da MCNP. Ulteriori approfondimenti, sul flusso di protoni e sul loro spettro, consentiranno di quantificare il loro effettivo contributo.

Considerando di default il trasporto della maggior parte delle particelle secondarie prodotte dai neutroni, FLUKA restituisce dei risultati che tengono conto di tutti i fenomeni in gioco. Diversamente, in MCNP ciascuna reazione e ciascun fenomeno deve essere attivato esplicitamente presupponendo una maggiore conoscenza degli aspetti coinvolti.

Da un punto di vista strettamente neutronico, i due codici, che usano entrambi una tecnica *point-wise* per il trasporto dei neutroni a bassa energia, mostrano una stretta concordanza sia in termini di flusso che di dose neutronica, all'interno della normale fluttuazione statistica dei risultati.

Bibliografia

- Ahdida C., Bozzato D., Calzolari D., Cerutti F., Charitonidis N., Cimmino A., Coronetti A., D'Alessandro G. L., Donadon Servelle A., Esposito L. S., Froeschl R., García Alía R., Gerbershagen A., Gilardoni S., Horváth D., Hugo G., Infantino A., Kouskoura V., Lechner A., Lefebvre B., Lerner G., Magistris M., Manousos A., Moryc G., Ogallar Ruiz F., Pozzi F., Prelipcean D., Roesler S., Rossi R., Sabaté Gilarte M., Salvat Pujol F., Schoofs P., Stránský V., Theis C., Tsinganis A., Versaci R., Vlachoudis V., Waets A., Widorski M., *New Capabilities of the FLUKA Multi-Purpose Code*, 2022, *Frontiers in Physics* 9, 788253 (2022).
- Conlin J. L., *Listing of Available ACE Data Tables*, 2017, Los Alamos National Laboratory Tech. Rep. LA-UR-17-20709. Los Alamos, NM, USA.
- Favalli A., Mehner H. C., Crochemore J. M., Pedersen B., *Pulsed neutron facility for research in illicit trafficking and nuclear safeguards*, 2008, Institute for the Protection and Security of Citizens, Joint Research Centre, European Commission. Proceedings: IEEE Transactions of Nuclear Science, vol. 56, 2008.
- Johnson T. E., Birky, B. K., *Health Physics and Radiological Health*, 2012, Lippincott Williams & Wilkins.
- McConn R. J., Gesh C. J., Pagh R. T., Rucker R. A., Williams III R. G., *Compendium of Material Composition Data for Radiation Transport Modeling*, 2011, Pacific Northwest National Laboratory Tech. Rep. PNNL-15870 Rev. 1, Richland, WA, USA.



Convegno Nazionale Airp
Lucca, 25 - 27 settembre 2024

Vlachoudis V., Devienne A., Froeschl R., Harbron R. W., Lorenzon T., Pujol-Salvat F., Widorski M., FLUKA.CERN collaboration, *Recent developments in the point wise neutron treatment for FLUKA v4*, 2023, EPJ Web of Conf. 284 (2023) 03021.

Werner C. J., Armstrong J. C., Brown F. B., Bull J. S., Casswell L., Cox L. J., Dixon D. A., Forster III R. A., Goorley J. T., Hughes III H. G., Favorite J. A., Martz R. L., Mashnik S. G., Rising M. E., Solomon Jr. C. J., Sood A., Sweezy J. E., Zukaitis A. J., Anderson C. A., Elson J. S., Durkee Jr. J. W., Johns R. C., McKinney G. W., McMath G. E., Hendricks J. S., Pelowitz D. B., Prael R. E., Booth T. E., James M. R., Fensin M. L., Wilcox T. A., Kiedrowski B. C., *MCNP User's Manual Code Version 6.2*, 2017, Los Alamos National Laboratory Tech. Rep. LA-UR-17-29981. Los Alamos, NM, USA.

RoverLab: progetto e sviluppo di un drone terrestre per il monitoraggio della radioattività ambientale e risultati acquisiti in campo

Mastroberardino A.¹, Talarico F.², Gallo A.³, [Fregola S.](mailto:s.fregola@ethoslab.com)², Casaburi F.⁴, Marchese R.⁵, [Procopio S.](mailto:s.procopio@arpacal.it)⁴

¹ Dipartimento di Fisica UniCal Arcavacata (Cs), Italia, anna.mastroberardino@unical.it;

² EthosLab Srl, Ricerca e Sviluppo, via G. da Fiore 114, Catanzaro, Italia, s.fregola@ethoslab.com;

³ JanusLab Associazione di Ricerca, Catanzaro, a.gallo@ianuslab.org;

⁴ ArpaCal, Lab. Fisico E. Majorana, via Lungomare snc, Catanzaro (Cz), Italia, s.procopio@arpacal.it

⁵ Arpa Basilicata, via della Fisica 18 c/d, Potenza (Pz), rocco.marchese@arpab.it;

s.procopio@arpacal.it

Riassunto

Lo studio ha interessato la progettazione, lo sviluppo e l'applicazione di un drone terrestre innovativo per il monitoraggio della radioattività ambientale, adoperato in particolar modo per l'individuazione degli hotspot o delle anomalie radiometriche. È stato ideato per rendere più sicure e accurate le procedure di controllo radiometrico negli interventi di ARPACAL (BONRAD) soprattutto, in siti particolarmente critici: discariche, impianti di trattamento e gestione dei rifiuti, ex aree industriali o in uso, dove insiste il sospetto di smaltimento illecito di rifiuti o di materiali contenenti sorgenti radioattive o orfane. Il sistema RoverLab integra:

- sensori avanzati per la misura della radioattività ambientale rispettando i principi di efficienza geometrica del rivelatore impiegato – scintillatore plastico in polistirene di dimensioni 15 cm x 25 cm x 2 cm;
- un sistema di mappatura georeferenziato per la localizzazione dei punti di misura;
 - una unità di controllo per la gestione dei dati rivelati ed il front end operativo dell'interfaccia software.

Il progetto ha richiesto l'implementazione del software, l'analisi del segnale del rivelatore fino ad un sistema di business intelligence a supporto delle decisioni e del controllo delle attività mediante algoritmi di intelligenza artificiale. Per quanti operano nel settore del controllo radiometrico, Roverlab, può essere uno strumento moderno, efficiente e sicuro soprattutto per i lavoratori durante gli interventi di contenimento del rischio radiologico.

INTRODUZIONE

Ogni anno, su tutto il territorio nazionale viene smaltito in modalità illecita, un numero imprecisato di sorgenti radioattive, verosimilmente quasi tutte formalmente note agli enti – Titolo VI del d.lgs.n.101/2020 ss.mm. e ii. Anche il fine vita di queste sorgenti è una fase ben codificata giuridicamente, ma la realtà, come dimostrano alcuni interventi di rinvenimento operati da Arpacal, è ben diversa. Pertanto, innalzare i livelli di attenzione anche attraverso, l'applicazione di una procedura di contenimento del rischio radiologico, come *BonRad*^[1], impiegata in prima istanza come una mera attività di prevenzione per i lavoratori, è una prerogativa degli enti di controllo.

Questa ultima è complementare ai portali radiometrici, già un deterrente efficiente per il contenimento del rischio radiologico sul territorio, da attuare preventivamente ed in particolar modo nei siti industriali o aree dismesse, potenzialmente contaminate. Il controllo preventivo della radioattività ambientale è un'azione di protezione che viene effettuato come supporto ai lavoratori e alla popolazione, quando il personale è impegnato in attività di monitoraggio e campionamento in aree industriali abbandonate o attive, dove incerta è la tipologia e la natura di eventuali contaminazioni. La procedura di controllo applicata da Arpacal è denominata, *BONRAD – Bonifica radiometrica* – prevede la verifica preventiva dei livelli di radioattività ambientale, in punti o aree dove sono impegnati lavoratori, attraverso misure del rateo equivalente di dose ambientale e della contaminazione superficiale con l'intento di:

- stimare il fondo di radioattività ambientale dell'area calpestata dal personale;
- accertare la presenza (eventuale) di hot spot con la registrazione di anomalie radiometriche;

- eseguire le misure di spettrometria gamma in campo per l'identificazione dei radionuclidi che generano l'eventuale anomalia;
- gestione del rischio radiologico.

L'anomalia radiometrica può essere verificata impiegando un qualsiasi rivelatore tipo: uno scintillatore plastico, una camera a ionizzazione o un rivelatore al ioduro di sodio. Nella procedura BONRAD, ispirandosi alla norma UNI 10897 2016 si definisce l'anomalia radiometrica Δ [1], un incremento significativo del livello di fondo ambientale:

$$\Delta \left(\frac{nGy}{h} \right) = \dot{D}_{fondo} + 3\sigma_{fondo} \quad [1]$$

\dot{D} , valore del rateo equivalente di dose gamma in aria in nGy/h e σ lo scarto del fondo ambientale in nGy/h. Una sorgente radioattiva viene progettata e prodotta per nobili funzioni, quando viene riposta a giusto riposo merita una gestione, altrettanto dignitosa e in sicurezza per la natura e gli uomini. Il controllo del ciclo di vita di materiali radioattivi, dalla culla alla tomba è una necessità oltre che un compito istituzionale. Il progetto di acquistare e implementare un drone terrestre – RoverLab (fig.1) – cucito per le esigenze dell'Agenzia è un tentativo di miglioramento in termini di sicurezza e accuratezza delle procedure già operative. Con la messa in opera di RoverLab, non solo il monitoraggio della radioattività ambientale è più sicuro e accurato con l'incremento degli standard di sicurezza e della qualità dei controlli effettuati, ma è stato possibile individuare, come meglio in avanti riportato, uno smaltimento illecito di rifiuti con codici EER (Elenco europeo dei rifiuti), diverso da quelli autorizzati, in un impianto di trattamento e gestione dei rifiuti, durante la fase di post – mortem dell'impianto stesso.

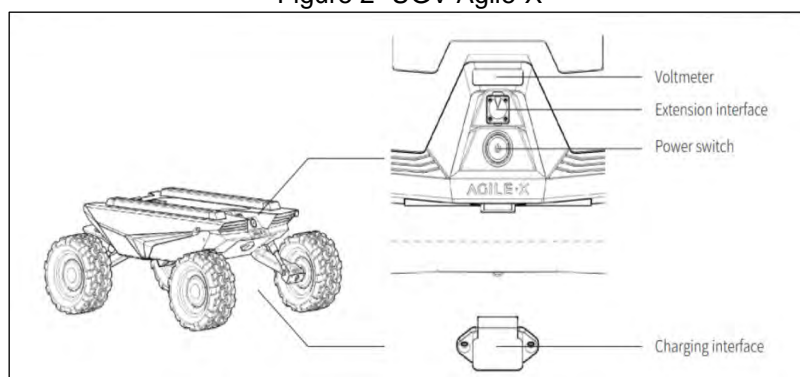
Figure 1 - RoverLab ARPACAL - Ethoslab



MATERIALE E METODI

L'obiettivo di progetto ha condizionato la ricerca sul mercato di un sistema *UGV* (Unmanned Ground Vehicle – fig.2) capace di ospitare particolari sensori, come il rivelatore e il sistema di controllo per il monitoraggio della radioattività ambientale. Pertanto sono stati definiti i requisiti specifici di un vettore con una buona capacità di carico, un'ottima resistenza agli agenti atmosferici, un'autonomia energetica significativa, fino a 3 ore e in grado di alimentare anche dispositivi esterni. È stato individuato un sistema a pilotaggio remoto compatto con cui si possono indagare diverse tipologie di suoli anche fuoristrada e con moduli di velocità diverse. Il sistema *UGV*⁽ⁱⁱⁱ⁾ selezionato può raggiungere una velocità massima di 20 km/h, ed è dotato di quattro ruote motrici con un sterzo differenziale e sospensioni indipendenti. Il vettore *UGV* può ospitare ulteriori controlli, attuatori, sensori e interfacce, come la CAN\232.

Figure 2- UGV Agile-X



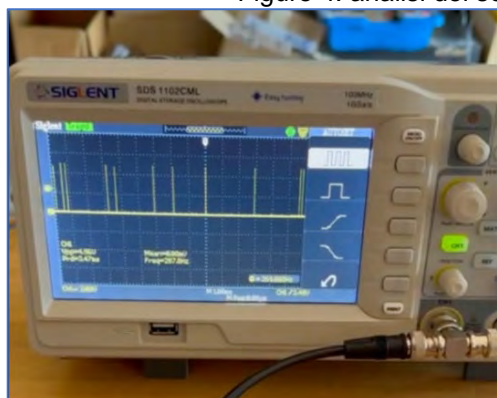
Le quattro ruote motrici ed il telaio compatto assicurano "agilità e flessibilità" e grazie alle sospensioni indipendenti ed alla innovativa progettazione del motore del mozzo, la rotazione dell'UGV avviene "in situ" attorno al proprio asse. Il raggio di sterzata minimo del telaio è di 0 m e l'angolo di salita è di circa 30 gradi. Il sistema di controllo dinamico risulta preciso, stabile e controllabile fino a 20 km/h. La piattaforma di sviluppo con il proprio nucleo di controllo supporta la comunicazione CAN bus standard e può comunicare con tutti i tipi di apparecchiature esterne. L'unità di controllo supporta lo standard *ROS* (Robot Operating System). Il sistema di alimentazione è dotato di batteria al litio da 24 V a 15 Ah con un'autonomia di circa 10 km. Per aumentare l'efficienza geometrica del sistema di rivelazione delle radiazioni, il relativo posizionamento dello scintillatore è stato posizionato sotto la pancia del vettore in modo di avere una buona geometria di conteggio rispetto al terreno ad una altezza di circa 8 cm che viene conservata in qualsiasi condizione di misura. Le sospensioni indipendenti infatti, garantiscono una stabilità del sistema sorgente – bersaglio. La pancia del vettore (fig.3) è stata completamente reingegnerizzata per favorire l'installazione del rivelatore plastico che è stato dotato di griglia paracolpi e una rete di collegamento con l'unità di controllo posta sul dorso del drone.

Figure 3: posizionamento del rivelatore



Il rivelatore per il monitoraggio della radioattività ambientale è un scintillatore plastico^[iii] a geometria superficiale di 250mm x 150mm x 20mm, accoppiato ad un fototubo utile a coprire un range di energia tra 80 keV e 2 MeV. Il sistema è alimentato con una tensione a 24 V e l'output è un segnale analogico di tipo TTL-equivalente. La fase di caratterizzazione per la determinazione dei fattori di calibrazione del rivelatore è stata realizzata in laboratorio utilizzando una matrice solida di sale di potassio (KCl) con un'attività di 15 mBq/kg (⁴⁰K) disponibile all'atto dell'acquisto del rivelatore e una sorgente di ¹³⁷Cs puntiforme disponibile presso Arpacal con un'attività di 602 Bq (agosto 2024). Dopo aver caratterizzato il rivelatore su tutto il range di misura e determinato i fattori di calibrazione, valutato la risposta in termini di efficienza energetica si è proceduto con le prime osservazioni dirette su campioni ambientali incogniti – campioni di sabbie prelevati in diverse località - e validati con altri strumenti di misura impiegati nelle operazioni di campo e disponibili presso il laboratorio fisico Ettore Majorana dell'Agenzia per la protezione dell'Ambiente della Regione Calabria. Le informazioni acquisite nelle fasi di validazione sono state inoltre utilizzate per calibrare e ottimizzare il software e l'hardware, per l'accuratezza e affidabilità del sistema di misura. I test hanno dimostrato che la catena di misura impiegata sul RoverLab è efficiente nel rivelare la radioattività ambientale, restituendo misure accurate utili per l'individuazione e identificazione delle anomalie radiometriche.

Figure 4: analisi del segnale TTL in uscita dallo scintillatore



SITO	COORD	CPS	uSv/h	nSv/h
1 Lab. EthosLab	38.905971; 16.578941	3548	0,08	79,7
2 Lab. EthosLab	38.905925; 16.578838	668	0,113	112,7
3 Lab. EthosLab	38.905921; 16.578835	504	0,085	84,9
4 Lab. EthosLab	38.905916; 16.578833	501	0,084	84,4
5 Lab. EthosLab	38.905915; 16.578821	496	0,084	83,6
6 Lab. EthosLab	38.905913; 16.578818	730	0,123	123,2
7 Lab. EthosLab	38.905908; 16.578815	489	0,082	82,4

Progettazione e sviluppo del software di controllo

Il software acquisisce, elabora e memorizza i dati di rilevazione in tempo reale, garantendo che essi siano accurati, coerenti e prontamente disponibili per l'analisi. Sono stati implementati algoritmi di machine learning (Intelligenza Artificiale) per analizzare i dati raccolti dai sensori in tempo reale, identificando pattern anomali e differenze significative nelle letture. Gli algoritmi di IA integrano dati da diverse fonti (ad esempio, dati ambientali, mappe geografiche, dati da altri sensori) per fornire un'analisi più completa e accurata della situazione. Il software sfrutta un sistema di mappatura, permettendo di integrare i dati georeferenziati con i risultati della rilevazione delle radiazioni per creare mappe dettagliate delle aree monitorate e conseguentemente di visualizzare in tempo reale le aree con anomalie di radioattività. Il software garantisce l'integrità delle informazioni e assicura la trasmissione affidabile dei dati dai dispositivi di rilevazione ai server centrali o alle unità di controllo remoto e gestisce una CAM per il controllo teleguidato dell'UGV. Un elemento importante è costituito dalla gestione di un modulo per la rilevazione della pressione, della temperatura e dell'umidità e, soprattutto, da un modulo GPS. Un sistema di mappatura georeferenziato utilizza le coordinate geografiche (latitudine, longitudine, altitudine) per identificare esattamente la posizione di un punto sulla superficie terrestre. Questo sistema è integrato con tecnologie GIS (Geographic Information System) che permette la visualizzazione precisa delle aree monitorate e dunque una più facile identificazione di anomalie nei livelli di radioattività e GPS (Global Positioning System) per raccogliere, memorizzare, analizzare e visualizzare i dati spaziali. Il sistema di mappatura georeferenziato ha dimostrato alta precisione nella registrazione dei punti di rilevazione, permettendo una corretta identificazione delle aree con potenziali problemi di radioattività. Il processo di utilizzo del RoverLab è caratterizzato dai seguenti passaggi:

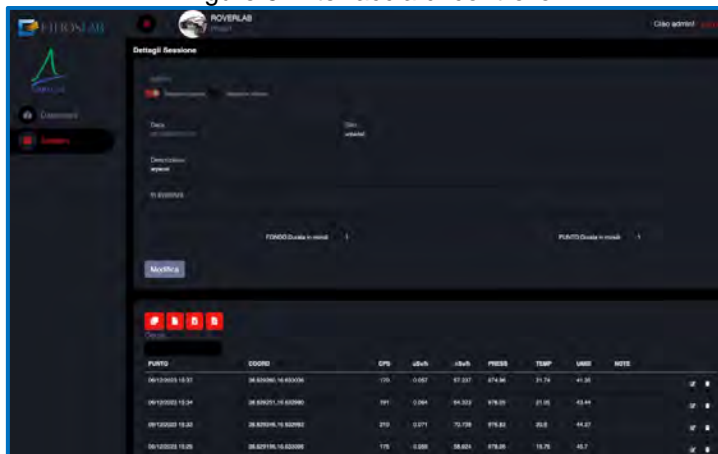
- Raccolta dei Dati: i sensori di radioattività raccolgono dati in punti georeferenziati, registrando i livelli di radiazione in tempo reale.
- Analisi dei Dati: i dati raccolti vengono analizzati per identificare eventuali anomalie nei livelli di radiazione. Queste anomalie possono indicare la presenza di materiali radioattivi o altre fonti di radiazione.
- Visualizzazione su mappa: le aree con livelli di radiazione anomali vengono visualizzate su una mappa georeferenziata, permettendo una rapida identificazione delle zone a rischio.
- Supporto alle Decisioni: fornisce informazioni per assumere decisioni informate riguardo la gestione delle aree con potenziali problemi di radioattività.

Implementazione di un Web Server Integrato

Un web server integrato nell'unità di controllo permette l'accesso remoto ai dati e la gestione del sistema attraverso un'interfaccia web. I vantaggi che tale approccio offre sono molteplici. Innanzitutto, consente un'elevata flessibilità e possibilità di collaborazione; un operatore può accedere ai dati da qualsiasi luogo, utilizzando un dispositivo connesso a Internet, e condividere le informazioni con altri operatori, team e autorità. Anche l'interfaccia web è assai intuitiva, progettata con layout chiari, menu navigabili e strumenti di visualizzazione interattivi. La pagina può essere aggiornata in tempo reale, garantendo il costante accesso alle informazioni più recenti.

I dati raccolti dai sensori vengono centralizzati sul web server, facilitando la gestione e l'analisi. Inoltre, processi come la raccolta dati, l'analisi e la generazione di report possono essere automatizzati, riducendo il carico di lavoro degli operatori.

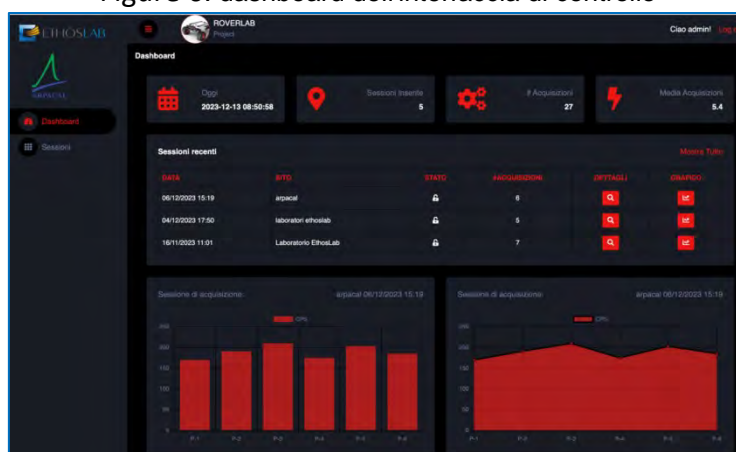
Figure 5: interfaccia di controllo



L'Unità di Controllo

L'unità di controllo è il cuore del sistema RoverLab. Essa raccoglie, elabora e gestisce i dati provenienti dai sensori di rilevazione, e garantisce che queste informazioni siano trasmesse in tempo reale agli operatori. L'unità di controllo è caratterizzata da una notevole robustezza nella gestione dei dati: è in grado di gestire grandi volumi di dati in modo efficiente, di memorizzarli anche in condizioni non agevoli e di garantire l'integrità e la sicurezza dei dati, proteggendoli da accessi non autorizzati e perdite. La trasmissione in tempo reale dei dati è costante e affidabile, senza ritardi significativi che possano compromettere la tempestività delle informazioni. A tale fine, l'unità di controllo utilizza varie tecnologie di comunicazione, come reti cellulari, Wi-Fi e satellitari, garantendo la connettività anche in aree remote. Il progetto presenta un'interfaccia user-friendly; è facile da usare, permettendo di accedere rapidamente alle informazioni necessarie, offre una visualizzazione chiara e comprensibile dei dati, spesso tramite mappe e grafici interattivi, e consente un'interazione col sistema completa di semplici comandi e di feedback in tempo reale.

Figure 6: dashboard dell'interfaccia di controllo

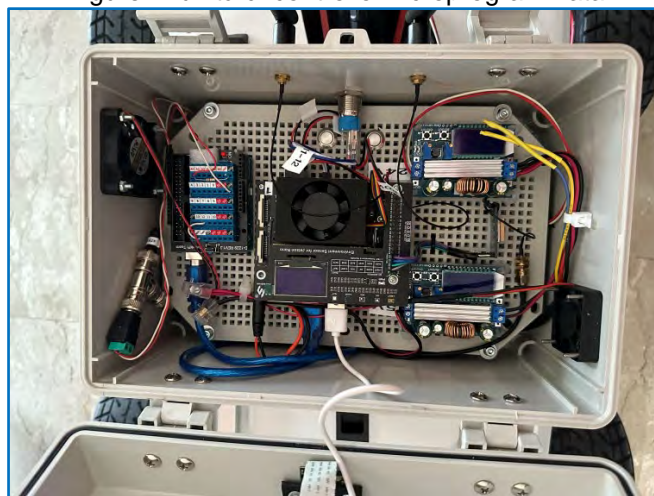


L'unità di controllo dotata di un web server integrato rappresenta una componente fondamentale per garantire la precisione, l'affidabilità e l'efficienza del sistema di mappatura georeferenziato.

La gestione robusta dei dati, la trasmissione in tempo reale e un'interfaccia utente intuitiva,

conferiscono al sistema qualità e unicità permettendo una rapida identificazione e gestione delle aree con potenziali problemi di radioattività, migliorando significativamente la capacità di monitoraggio e intervento degli operatori.

Figure 7: unità di controllo microprogrammata

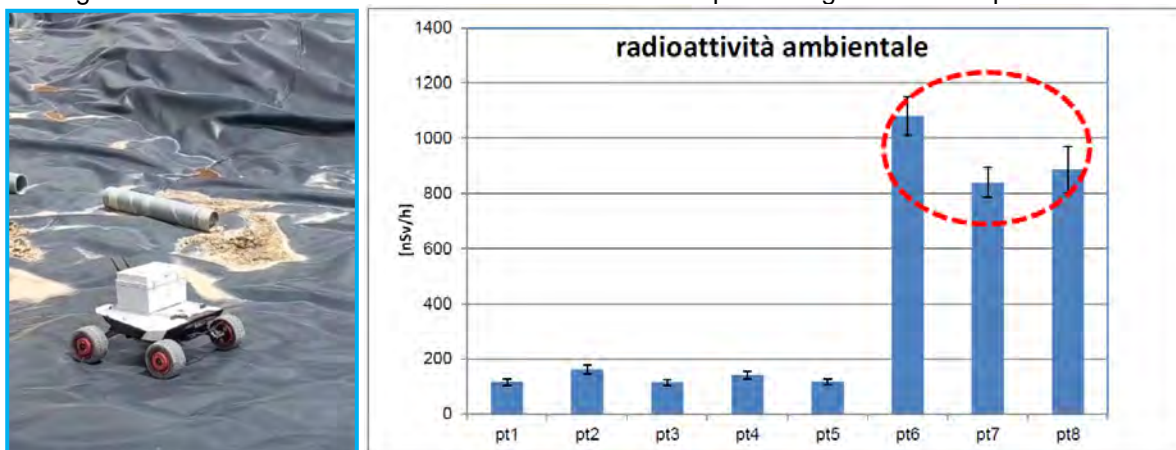


RISULTATI

Completata la fase di messa a punto di ciascun dettaglio utile alla definizione di un prodotto finito, corrispondente agli obiettivi del progetto e alle richieste del committente dichiarate in un bando ad evidenza pubblica, i progettisti di Ethoslab aggiudicatari, hanno redatto un verbale di consegna e sottoscritto congiuntamente il collaudo del nuovo strumento di misura che è entrato così nella disponibilità patrimoniale dell'Agenzia Regionale per la Protezione dell'Ambiente della Calabria.

Circa il 62,2% delle attività rendicontate dal laboratorio fisico dell'Arpacal sono di supporto tecnico operativo all'autorità giudiziaria, pertanto RoverLab, entrato nel parco degli strumenti di misura dell'ente, è stato immediatamente impiegato per gli scopi che lo hanno ispirato. In figura 8^[iv] e tabella 1 si riportano i risultati acquisiti in un intervento effettuato nel mese di maggio in un sito calabrese che per ragioni evidenti, deve apparire incognito^[v]. Si è trattato comunque di un impianto di gestione dei rifiuti già nella fase che la normativa di specie chiama post mortem o post operativa^[vi] nella quale come si osserva dalla foto richiamata, nell'impianto era stato già posizionato il telo di copertura, elemento particolarmente delicato che non sopporta facilmente carichi inusuali e apparentemente inutili, come quello per esempio di un operatore per il controllo della radioattività. La possibilità di indagare a distanza in modo puntuale e preciso ogni punto del telo della discarica, coprendo una vasta area in un tempo assai ragionevole, per un operatore della fisica delle radiazioni è come passare dalla bicicletta al motore a scoppio. L'analisi dei risultati acquisiti in campo e immediatamente disponibili, hanno condizionato la curiosità degli ispettori contestando ai gestori dell'impianto l'incongruenza documentale rispetto all'evidenza sperimentale e il reato di smaltimento illecito di rifiuti con un codice EER (Elenco Europeo dei Rifiuti) diverso rispetto a quelli autorizzati dall'autorità competente. Pur caratterizzati successivamente come residui esenti dall'applicazione del d.lgs.n.101/2020 ss.mm. e ii, ma con radionuclidi naturali inferiori ai livelli di riferimento riportati nella tab. II-2 dell'Allegato II dello stesso decreto, la partita di rifiuti individuata, con l'impiego di Roverlab non poteva essere posta a riposo in quella tipologia di impianto.

Figure 8: controllo della radioattività ambientale in un impianto di gestione rifiuti post mortem

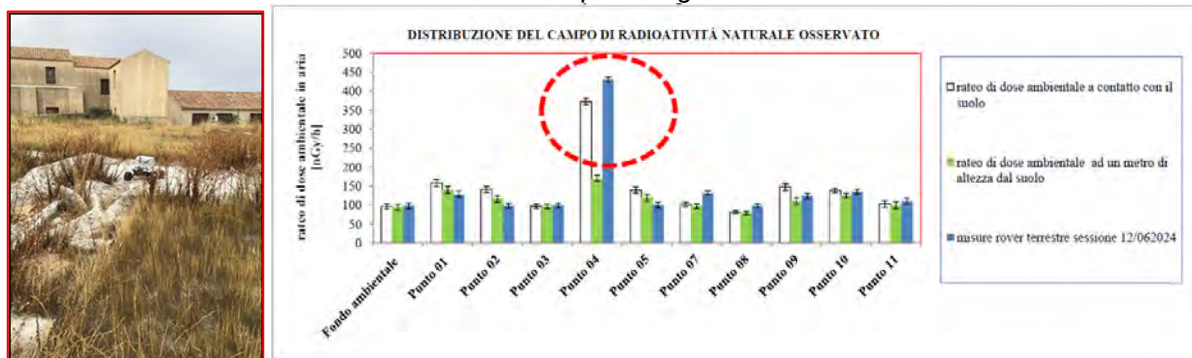


Tabel 1: output dell'interfaccia di controllo del Roverlab

SITO	PUNTO	COORD		CPS	uSv/h	nSv/h	PRESS	TEMP	UMID	Valori Veri	incertezza
	Data di misura	N (Lat)	E (Long)							nGy/h	nGy/h
XXXXX	07/05/2024 12:55	3931	1xx	288	0,048	48	870,92	33,92	19,74	116	12
XXXXX	07/05/2024 12:41	3931	1xx	402	0,068	68	872,71	34,57	21,99	162	16
XXXXX	07/05/2024 12:27	3931	1xx	282	0,047	47	868,23	36,43	16,88	114	11
XXXXX	07/05/2024 12:24	3931	1xx	351	0,059	59	867,48	37	16,97	142	14
XXXXX	07/05/2024 12:19	3931	1xx	290	0,049	49	866,65	37,37	16,63	117	12
XXXXX	07/05/2024 12:13	3931	1xx	2647	0,45	450	866,04	37,73	17,57	1080	70
XXXXX	07/05/2024 12:09	3931	1xx	2059	0,35	350	866,73	37,28	18,34	840	56
XXXXX	07/05/2024 12:06	3931	1xx	2176	0,37	370	867,05	36,92	18,63	888	84

Naturalmente, il nuovo strumento di progresso operativo viene anche impiegato per attività ordinarie e di prevenzione o controllo dei programmi di monitoraggio posti in essere con frequenza stabilita, come per esempio il Castello Carlo V di Crotone, dove per altro insiste una esposizione esistente e dei teli di copertura e contenimento per i quali il calpestio antropico non è consigliabile persino quando è pianificato: come valutare l'efficacia di contenimento dei teli di copertura di una sorgente piana contenente radionuclidi naturali della serie dell'Uranio 238 e del Torio 232, attraverso una misura diretta.

Figure 9 : distribuzione del campo di radioattività naturale osservato nella sessione del 12/06/2024 e confronto con il periodo già osservato



Un contributo significativo e non previsto almeno nelle esigenze primarie, di particolare rilievo e non radiologico, ma di straordinaria utilità, vista l'accuratezza con cui è possibile riferire sui punti indagati e l'altezza slm in cui si può trovare RoverLab ad un certo istante, è la verifica, operata dall'Ente di Controllo sul coefficiente di compattazione delle discariche sia in esercizio che nella fase post mortem. Dalla misura delle altezze dei cumuli degli impianti si può ricavare questo indice che, deve essere comunque validato dall' Ente di Controllo rispetto alle dichiarazioni del gestore e rappresenta un indice di riduzione del volume dei rifiuti, fondamentale per la gestione dell'impianto.

CONCLUSIONI

RoverLab rappresenta un significativo avanzamento nelle tecnologie di monitoraggio della radioattività ambientale. La combinazione di sensori avanzati, mappatura precisa e gestione dei dati in tempo reale rende questo sistema particolarmente utile per le operazioni sul campo. Gli algoritmi di intelligenza artificiale non solo migliorano la precisione delle rilevazioni, ma anche l'efficienza complessiva delle operazioni di monitoraggio. Questo strumento aumenta la sicurezza per gli operatori e contribuisce anche alla protezione della popolazione e dell'ambiente.

Il progetto RoverLab ha dimostrato il potenziale di migliorare significativamente le procedure di monitoraggio radiometrico attualmente in uso. La sua applicazione pratica ha evidenziato la capacità di identificare rapidamente e con precisione hotspot di radioattività, rendendolo uno strumento indispensabile per il controllo ambientale. L'integrazione di tecnologie avanzate e intelligenza artificiale rappresenta un passo avanti verso procedure di monitoraggio più sicure ed efficienti.

BIBLIOGRAFIA

- [ⁱ] S. Procopio et al., *The reinvention of ²²⁶Ra in an industrial area with the application of a preventive radiometric risk management procedure without the use of radiometric portals or judicial collaborators* IEEE – Creta 12- 14 Giugno 2024 ISBN – 979-8-3503- 8500-7
- [ⁱⁱ] UGV Agile-X, Luglio 2023
- [ⁱⁱⁱ] *Report test di validazione*, ELSE Nuclear SRL, membro European Radiation Dosimetry Group (EURADOS), luglio 2023
- [^{iv}] Archivio fotografico e documentale, Dott. Valerio Chiricò, Servizio Suolo e Rifiuti dell'Arpacal di Catanzaro
- [^v] Documenti riservati Arpacal n. Prot.154.../2024
- [^{vi}] Decreto legislativo n. 36/2003, *Attuazione della direttiva 1999/31/CE relativa alle discariche di rifiuti, ss.mm. e ii.*

Itados: il network dei servizi di dosimetria

Francesco Rossi¹, Luisella Garlati²

¹AOU Careggi, Largo G.A. Brambilla 3, 50134 Firenze

²Politecnico di Milano, Dipartimento di Energia, via La Masa 34, 20156 Milano

rossif@aou-careggi.toscana.it

Riassunto

L'articolo 155 del D. Lgs. 101/2020 e s.m.i. definisce i criteri per il riconoscimento dei servizi di dosimetria, elencando anche alcuni requisiti minimi da garantire, e stabilisce che tali requisiti dovranno essere contenuti in un Decreto, che però ancora non è stato emesso.

Molti servizi di dosimetria italiani hanno comunque, anche nell'assenza del Decreto sul riconoscimento, l'esigenza di incontrarsi fra loro per discutere di problemi comuni, per scambiarsi idee, in una parola per fare network.

Il network è stato proposto, è già iniziato ed ha nome Itados. Si tratta naturalmente di un'iniziativa su base volontaria. In questo lavoro si presentano le idee alla base del network, quello che è stato fatto finora, e le idee per gli sviluppi futuri, con particolare attenzione all'accreditamento secondo lo standard ISO 17025.

SERVIZI DI DOSIMETRIA INDIVIDUALE

Tutte le linee guida internazionali [1], [2], e conseguentemente le Direttive Europee [3] e le leggi italiane [4], prevedono che i lavoratori che sono esposti per ragioni professionali alle radiazioni ionizzanti (raggi X, raggi gamma, sorgenti radioattive) siano soggetti ad un controllo periodico della loro esposizione a radiazioni. Tale controllo avviene mediante apparecchi di misura individuali, detti *dosimetri*, la cui gestione richiede procedure di controllo e taratura piuttosto complesse, che non possono essere attribuite a chi produce e commercializza i dispositivi, ma devono essere condotte da organismi appositamente abilitati, perché richiedono accurati meccanismi di verifica sul campo. Tali organismi in Europa vengono solitamente chiamati *Individual Monitoring Services (IMSs)*, in italiano si chiamano *Servizi di Dosimetria Individuale*. L'aggettivo "Individuale" (equivalente a "Personale") serve per distinguerli da organismi che misurano la dose di radiazioni in altri contesti.

CONTESTO NORMATIVO

La Comunità Europea ha disciplinato la materia [3] ed ha emanato Linee Guida [5], ma ha delegato ai singoli Stati Membri l'emissione di regolamenti applicativi specifici. In particolare, prevede il Riconoscimento (*Approval*), che ha la finalità di garantire uniformità di comportamento dei diversi servizi di dosimetria. Nel 1995 [6] il riconoscimento dei servizi di dosimetria era stato previsto, ma demandato ad un Decreto Interministeriale che non è mai stato emanato, e quindi nei fatti in Italia non è mai esistito il riconoscimento dei Servizi di Dosimetria Individuale. La legge attuale [4] si è posta sulla stessa linea, prevedendo ancora l'emanazione di un Decreto Interministeriale (Articolo 155 comma 3), ma ha migliorato leggermente l'assenza di riconoscimento, definendo due requisiti di base: l'adozione di programmi di controllo e garanzia della qualità e la garanzia della tracciabilità dei sistemi di taratura utilizzati (articolo 127 comma 3). Resta quindi ancora da definire il quadro generale di tale riconoscimento, sebbene nel comma 3bis siano elencati dei requisiti minimi da rispettare.

Altra caratteristica della situazione italiana è l'assenza di un censimento dei Servizi di Dosimetria Individuale: esistono solo stime [7]. Se è vero che è obbligatorio per i Servizi (articolo 127 comma 1) comunicare ad ISIN l'avvenuto inizio delle attività, quindi ISIN dovrebbe essere in possesso di un elenco dei Servizi di Dosimetria Individuale, è però altrettanto vero che questo vale dal 27 agosto 2020, data di entrata in vigore del Decreto, e non è molto chiaro se la notifica sia obbligatoria anche per chi era già in attività in quella data (peraltro era prevista anche dal Decreto precedente [6]), quindi non si può essere sicuri della completezza di tale elenco.

NASCITA DI ITADOS

L'assenza di regole, ormai quasi trentennale, per i Servizi di Dosimetria Individuale fa sì che i servizi esistenti siano scollegati fra di loro. Ciononostante, esistono tre punti in comune:

- Gli interconfronti dosimetrici promossi da EURADOS [8]. Se si esaminano i dati, si osserva un numero di Servizi di Dosimetria Individuale Italiani di circa 10, variabile di anno in anno, che partecipano regolarmente agli interconfronti. Si tratta di esercizi economicamente onerosi, quindi tale presenza denota un interesse per la qualità che non è assente, ma molto probabilmente limitato solo ad una parte dei Servizi di Dosimetria Individuale esistenti;
- Accreditamento. L'accREDITamento secondo la norma ISO 17025 [9] è attualmente possibile, ma volontario, e oneroso sia sul piano economico che organizzativo. Ciononostante, ad oggi sono in 8 servizi ad essersi accreditati [10];
- La nascita di un PTP nel settore. Il Politecnico di Milano nel 2021 si è accreditato come PTP [11], ovvero come organizzatore di prove valutative accreditate, creando quindi un omologo italiano degli interconfronti di EURADOS, più prestigioso perché accreditato.

Questi tre cardini hanno permesso un collegamento tra i servizi italiani sul piano tecnico, e ha quindi consentito il loro incontro e confronto. A questa rete è stato dato il nome di Itados.

CONTENUTI DEL NETWORK

Itados è stato costituito il 22 settembre 2022 in occasione della prima giornata di studio, cui sono seguite le attività riportate in tab.1. Lo strumento di comunicazione è un gruppo di Google (itados@googlegroups.com), che viene usato solo come mailing list, e al quale si può registrare chiunque sia interessato alle attività del network.

La prossima attività, prevista contestualmente al terzo incontro, sarà la condivisione con Accredia del primo documento prodotto dal network, il documento ITADOS-01, che viene riportato integralmente in allegato, e che costituisce la base per la validazione dei metodi sviluppati dal laboratorio per la dosimetria personale, applicando le linee guida internazionali [12] e nazionali [13].

Tabella 1 – Attività di Itados

Data	Azione	Contenuti
22/09/22	Primo incontro Itados	Nascita del network. Aggiornamento normativo, incontro di restituzione del PTP, incontro con ACCREDIA
13/12/23	Secondo incontro Itados	Condivisione dell'esperienza di tutti i laboratori accreditati
30-31/05/24	Corso per tecnici	Incontro di formazione per il personale tecnico che opera all'interno dei laboratori. Il corso è stato organizzato per tutti i servizi di dosimetria (non solo individuale) e per gli organismi di misura previsti dall'art. 155 del D.Lgs. 101/20
20/09/24	Documento Itados-01	Proposta operativa per la definizione del metodo sviluppato dal laboratorio nel campo della dosimetria delle radiazioni ionizzanti con sistemi passivi
16/10/24	Terzo incontro Itados	Condivisione dell'esperienza dei laboratori che hanno conseguito l'accREDITamento nell'ultimo anno; aggiornamento della norma ISO 14146:2024 [14]

Documento ITADOS-01



Proposta operativa per la definizione del metodo sviluppato dal laboratorio nel campo della dosimetria delle radiazioni ionizzanti con sistemi passivi

Premessa

La presente proposta è stata redatta dagli 8 laboratori riportati in calce, che sono tutti accreditati come laboratori di prova nel campo della dosimetria individuale secondo le norme tecniche CEI EN 62387:2017, CEI EN IEC 62387:2023, EN IEC 62387:2022. Tali norme costituiscono il recepimento del testo in lingua inglese a livello nazionale e internazionale della "norma madre" IEC 62387:2020. Poiché le norme citate sono dal punto di vista tecnico equivalenti, d'ora in avanti nel testo si farà riferimento alla IEC 62387:2020.

Accredia, ritenendo la norma suddetta non sufficiente per definire un metodo di prova, ha chiesto ai laboratori di definire un metodo sviluppato dal laboratorio (metodo interno) o, in alternativa, di adottare un metodo normalizzato riferendosi ad altre norme più pertinenti.

Poiché non sono presenti altre norme emesse da organismi di normazione nazionali, europei o internazionali che descrivano il metodo da adottare per permettere di convertire i valori di lettura dei rivelatori contenuti nel dosimetro nel valore valutato (dato dosimetrico), ora si ritiene necessario procedere con la definizione di un metodo sviluppato dal laboratorio. A suo tempo i laboratori avevano adottato la norma IEC 62387:2020 poiché contiene comunque requisiti tecnici che permettono di definire e verificare le prestazioni dei sistemi dosimetrici

Riferimenti

- UNI CEI EN ISO/IEC 17025 "Requisiti generali per la competenza dei laboratori di prova e taratura", (§ 7.2)
- ACCREDIA RT-08 "Prescrizioni per l'accreditamento dei Laboratori di prova, (§ 7.2)
- IEC 62387:2020 "Radiation protection instrumentation - Dosimetry systems with integrating passive detectors for individual, workplace and environmental monitoring of photon and beta radiation"
- Rapporto ISTISAN 16/39, *Guida Eurachem – Idoneità per lo scopo dei metodi analitici – Guida per i laboratori sulla validazione dei metodi e argomenti correlati*, ISSN: 1123-2117

Sviluppo e validazione del metodo interno

Il presente documento contiene gli elementi minimi che il metodo deve dettagliare (sezione A) e la metodica da seguire per la sua validazione (sezione B) e verifica (sezione C).

- **Sezione A – Elementi minimi del metodo**

Il metodo interno deve garantire la caratterizzazione del sistema dosimetrico in termini della specifica grandezza dosimetrica operativa e deve descrivere almeno:

- ✓ tutte le operazioni che permettono di convertire i valori di lettura dei rivelatori contenuti nel dosimetro nel valore valutato (equivalente di dose);
- ✓ le modalità di definizione dell'algoritmo di valutazione;
- ✓ i parametri di influenza che comportano l'applicazione di fattori correttivi.

- **Sezione B – Validazione del metodo interno**

Il metodo deve essere validato eseguendo almeno i seguenti test di tipo previsti dalla IEC 62387:2020 (§ 11 – *Radiation performance requirements and test*):

- a) Coefficiente di variazione
- b) Non linearità
- c) Sovraccarico e riutilizzo
- d) Variazione della risposta con energia ed angolo di incidenza

La norma indica le condizioni di riferimento per l'esecuzione dei test di tipo e i relativi limiti di performance. Ciascun laboratorio condurrà i test nelle condizioni che caratterizzano il proprio sistema (ad esempio intervallo di impiego in termini di equivalente di dose e energia). La scelta dei fasci può variare anche in base alla disponibilità dei LAT, fermo restando tutto l'impianto della prova.

Nella fase transitoria, i laboratori potranno dimostrare l'avvenuta validazione del metodo anche usando dati di esposizione precedenti.

- **Sezione C – Verifica del metodo interno**

Prima di essere messo in uso, il metodo deve essere verificato usando uno dei seguenti due metodi:

1. Partecipazione ad una prova promossa da EURADOS oppure da un PTP accreditato, superandola con esito positivo;
2. Confronto alla cieca con un centro LAT seguendo la norma ISO 14146

Il metodo deve essere riesaminato annualmente sulla base dei dati di assicurazione di qualità. Se l'esito del riesame è negativo, occorre pianificare un'attività di revisione e ripetere la procedura di validazione per la parte risultata non accettabile.

Azienda Ospedaliero-Universitaria Careggi - UOC Fisica Sanitaria - n° 1591L

Protex Italia Srl – n° 1619L

L.B. Servizi per le Aziende Srl – n° 1644L

Tecnorad S.r.l. – n° 1829L

X-GAMMAGUARD di Laura Pini – n° 2003L

ENI S.p.A. - Laboratorio Unità RADI – n° 2055L

C.I.R. - CENTRO ITALIANO RADIOPROTEZIONE DI IALENTI ANNA - SOCIETA' IN ACCOMANDITA SEMPLICE – n° 2075L

MCF AMBIENTE s.r.l. – n° 2024L

Bibliografia

- [1] ICRP *General Principles for the Radiation Protection of Workers* ICRP Publication 75. Ann. ICRP 27 (1997)
- [2] IAEA Safety Standards, *Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards*, STI/PUB/1578 (2014)
https://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1578_web-57265295.pdf
- [3] Direttiva 2013/59, *Council Directive 2013/59/Euratom of 5 December 2013 laying down basic safety standards for protection against the dangers arising from exposure to ionising radiation, and repealing Directives 89/618/Euratom, 90/641/Euratom, 96/29/Euratom, 97/43/Euratom and 2003/122/Euratom*
<https://eur-lex.europa.eu/legal-content/IT/TXT/?uri=CELEX:32013L0059>
- [4] Decreto Legislativo n° 101 del 31 luglio 2020, *Attuazione della direttiva 2013/59/Euratom, che stabilisce norme fondamentali di sicurezza relative alla protezione contro i pericoli derivanti dall'esposizione alle radiazioni ionizzanti, e che abroga le direttive 89/618/Euratom, 90/641/Euratom, 96/29/Euratom, 97/43/Euratom e 2003/122/Euratom e riordino della normativa di settore in attuazione dell'articolo 20, comma 1, lettera a), della legge 4 ottobre 2019, n. 117*, <https://www.gazzettaufficiale.it/eli/id/2020/08/12/20G00121/sg>
- [5] Radiation Protection N° 160, *Technical Recommendations for Monitoring Individuals Occupationally Exposed to External Radiation* (2004)
<https://ec.europa.eu/energy/sites/ener/files/documents/160.pdf>
- [6] D.Lgs. 230/95 articolo 107 comma 2
- [7] E. Fantuzzi, P. Ambrosi, D. T. Bartlett, A. F. De Carvalho, A. Delgado, L. Lindborg, *Present status of approval procedures in the EU member states and Switzerland*, Radiation Protection Dosimetry Vol. 96, Nos 1-3, pp. 73-80 (2001)
- [8] <https://eurados.sckcen.be/working-groups/wg2-harmonisation-individual-monitoring/wg2-tq-inter-comparison-exercises-individual-monitoring-services>
- [9] UNI CEI EN ISO/IEC 17025:2017 *Requisiti generali per la competenza dei laboratori di prova e taratura*
- [10] <https://www.accredia.it/>, Banche Dati – Accreditamenti – Laboratori di prova – Settore tecnico Dosimetria (data di consultazione 24 settembre 2024)
- [11] <https://www.accredia.it/>, Banche Dati – Accreditamenti – Organizzatori di prove valutative interlaboratorio (PTP) – Settore PTP (data di consultazione 24 settembre 2024)
- [12] IEC 62387:2020 *Radiation protection instrumentation - Dosimetry systems with integrating passive detectors for individual, workplace and environmental monitoring of photon and beta radiation*
- [13] Rapporto ISTISAN 16/39, *Guida Eurachem – Idoneità per lo scopo dei metodi analitici – Guida per i laboratori sulla validazione dei metodi e argomenti correlati*, ISSN: 1123-2117
- [14] ISO 14146:2024, *Radiological protection — Criteria and performance limits for the periodic evaluation of dosimetry services for external radiation* (Edition 3, 2024)

Determinazione dei quantitativi di Pu, ²⁴¹Am e U mediante misure integrate di spettrometria gamma e conteggio neutronico passivo

Alessio Decembrino¹, Andrea Governale¹, Arianna Marullii¹, Marco Cerro¹, Moira Straface¹, Paola Negrini¹, Giuseppe Seminara¹, Nadia Cherubini²

¹ Sogin s.p.a. Sede di Casaccia, ² ENEA C.R. Casaccia
decembrino@sogin.it, straface@sogin.it

Riassunto

L'articolo descrive la procedura di integrazione dei risultati ottenuti con l'applicazione di diverse tecniche di misura impiegate per l'individuazione di radionuclidi alfa emettitori mediante spettrometria gamma e conteggio neutronico passivo PNCC, al fine di valutare la concentrazione di attività sia degli isotopi dell'U che degli isotopi del Pu. Mediante una specifica ed innovativa taratura del sistema neutronico è stato possibile individuare la posizione della sorgente presente nel rifiuto, riducendo l'incertezza associata alla misura.

1. INTRODUZIONE

Presso l'Impianto Plutonio (IPU) del C.R. ENEA Casaccia di Roma, sono stoccati i rifiuti prodotti dalla pregressa attività di ricerca sulle tecnologie di produzione degli elementi di combustibile nucleare (gestita da ENEA) e dalle più recenti attività di bonifica e smantellamento delle Scatole a Guanti obsolete (gestite da Sogin). Tali rifiuti contengono Materie Nucleari Speciali (MNS) soggette ad obblighi nel rispetto del sistema di salvaguardie, le cui attività sono svolte in cooperazione tra IAEA e EURATOM, per assicurare la non diversione delle materie nucleari verso usi differenti da quelli pacifici; in particolare, questi rifiuti sono soggetti a contabilità nucleare secondo quanto stabilito dal Regolamento EURATOM 302/2005.

Al fine della determinazione del contenuto radiologico e per una corretta gestione, contabilizzazione e classificazione dei rifiuti radioattivi, i rifiuti sono caratterizzati al momento della loro produzione e sono trasferiti al magazzino nucleare solo a seguito del completamento delle attività di caratterizzazione. Tenuto conto che le attività pregresse dell'impianto Plutonio consistevano principalmente nella fabbricazione del combustibile MOX, la caratterizzazione è stata finalizzata alla determinazione dei quantitativi di radionuclidi del Pu, del ²⁴¹Am e dell'U. Per la determinazione e quantificazione dei sopra citati radionuclidi sono stati utilizzati i sistemi di misura installati presso l'Impianto IPU:

- Sistema di Radiografia Digitale.
- Sistema di Spettrometria gamma per l'analisi quantitativa dei radionuclidi presenti.
- Conteggio neutronico passivo PNCC (Passive Neutron Coincidence Counting, per la determinazione misura di ²⁴⁰Pu_{efficace}).

2. SCOPO

Scopo del presente lavoro è la descrizione delle attività di misura per la caratterizzazione radiologica di tali rifiuti e la procedura di integrazione dei risultati ottenuti con l'applicazione di diverse tecniche di misura di tipo non distruttivo impiegate per l'individuazione e quantificazione di radionuclidi alfa emettitori. La misura integrata permette di valutare la concentrazione di attività sia degli isotopi dell'U che degli isotopi del Pu, sia pari che dispari. Una innovativa taratura del sistema neutronico ha permesso di risolvere i problemi associati alle ipotesi iniziali su cui si basa la taratura standard, le quali assumono che la matrice del rifiuto sia omogenea e che la sorgente sia uniformemente distribuita. La problematica è stata risolta procedendo ad una taratura del sistema neutronico in grado di individuare la posizione della sorgente al fine di minimizzare l'incertezza associata alla misura finale.

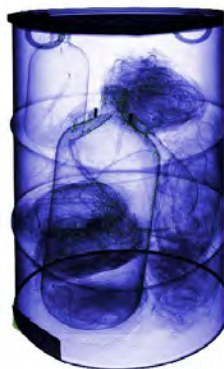
3. CARATTERIZZAZIONE RADIOLOGICA: TECNICHE DI MISURA

Le tecniche di misura non distruttive consentono una misura del campione così come è stato prodotto, senza alcuna alterazione fisica o chimica. La caratterizzazione avviene tramite rivelazione della radiazione gamma o neutronica emessa spontaneamente dal campione. Il fusto viene dapprima sottoposto a radiografia digitale e successivamente a spettrometria gamma ed a conteggio neutronico passivo.

3.1 SISTEMA DI RADIOGRAFIA DIGITALE

Tali sistemi sono impiegati nell'ambito della caratterizzazione radiologica per verificare la presenza o meno di liquidi all'interno del manufatto e per avere maggiori informazioni sulla tipologia e sulla distribuzione di quanto contenuto in esso: il manufatto, posto su un nastro trasportatore, è inserito tra un generatore di raggi X ed un rivelatore: ad ogni misurazione corrisponde un diverso livello di contrasto rappresentativo della densità della matrice (fig. 1). Si ottengono informazioni fondamentali per la successiva caratterizzazione, quali livello di riempimento del fusto, densità, omogeneità di riempimento e tipologia di materiali presenti (laddove non noto).

Figura 1 – Radiografia di un rifiuto radioattivo

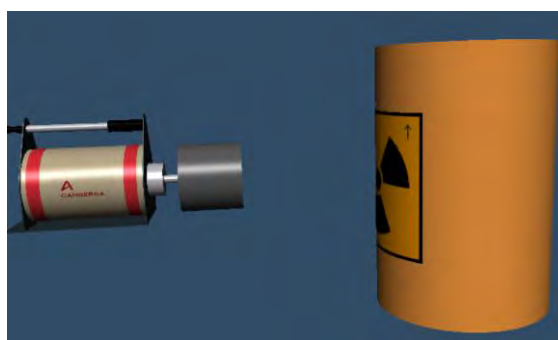


3.2 SISTEMA DI SPETTROMETRIA GAMMA

Un sistema di spettrometria gamma è un sistema strumentale in grado di determinare la distribuzione energetica dei radionuclidi emettitori gamma emessi dalla sorgente, che, nel caso specifico è costituita dal fusto contenente rifiuti radioattivi (fig. 2). Il circuito di misura ha la funzione di trasformare i segnali di carica prodotti all'interno del rivelatore da parte dei fotoni gamma in impulsi di tensione di cui si misura il numero e l'ampiezza. L'ampiezza di ciascun impulso è correlabile all'energia del fotone che lo ha generato, tramite una taratura del sistema con sorgente nota: ad ogni canale, in cui sono accumulati impulsi di tensione, si associa un valore dell'energia dei fotoni che hanno generato quell'impulso.

La distribuzione delle ampiezze misurate dal multicanale viene pertanto presentata direttamente come spettro di energia dei fotoni emessi dalla sorgente radioattiva considerata. Per le misure in oggetto è stato utilizzato il sistema ISOCS (In Situ Object Counting Software) le cui ipotesi, alla base della taratura, sono: distribuzione uniforme di attività e distribuzione uniforme di densità della matrice.

Figura 2 – Spettrometria gamma: geometria di misura



3.3 TECNICHE NEUTRONICHE PASSIVE

Le tecniche neutroniche passive hanno come obiettivo la determinazione quantitativa del materiale fertile (^{238}Pu , ^{240}Pu , ^{242}Pu) presente nel rifiuto a partire dai neutroni.

I componenti fondamentali di tale sistema sono:

- rivelatori di neutroni a ^3He ;
- sistema di moderazione dei neutroni (polietilene ad alta densità);
- liner di Cd per il taglio dei neutroni termalizzati dalla matrice
- software che implementi analisi Neutron Coincidence Counting
- cavità di rivelazione

Nella figura sottostante (fig. 3) è rappresentato il sistema neutronico passivo presente presso l'impianto Plutonio del C.R. Casaccia di Roma.

Figura 3 – Sistema neutronico passivo installato presso IPU



I neutroni rivelati possono essere dovuti a fissione spontanea, reazioni (α, n) su materiali leggeri causate dalle particelle alfa prodotte dal decadimento dei nuclei pesanti, fissione indotta sul materiale in esame dai neutroni provenienti da fissione spontanea o da reazioni (α, n). L'importante differenza tra l'emissione di neutroni da fissione spontanea e da reazione (α, n) è dovuta al fatto che nel primo processo si ha l'emissione quasi contemporanea di neutroni (che sono quindi correlati nel tempo), mentre il secondo processo dà luogo a neutroni singoli, distribuiti casualmente nel tempo.

Dalla valutazione del rateo di neutroni da fissione spontanea e dalla composizione isotopica precedentemente determinata è di possibile ricavare la massa degli isotopi pari del Plutonio.

3.3.1 TECNICHE DI CORRELAZIONE TEMPORALE: NEUTRON COINCIDENCE COUNTING - NCC

Mediante le tecniche di misura passive è possibile correlare alla massa di materiale fertile i neutroni prodotti da fissione spontanea, ma quelli dovuti a reazioni (α, n) costituiscono un disturbo. È, dunque, necessaria la discriminazione dei due fenomeni e, poiché è praticamente impossibile ottenerla con analisi in energia (gli spettri sono in buona parte sovrapposti), bisogna studiare la correlazione temporale dei neutroni prodotti.

La fissione spontanea è un modo di decadimento tipico di alcuni nuclidi pesanti che provoca l'emissione di neutroni e raggi γ . Questi ultimi non sono utilizzabili perché il fondo di radiazione è tale da rendere impossibile la discriminazione dei fotopicchi di interesse.

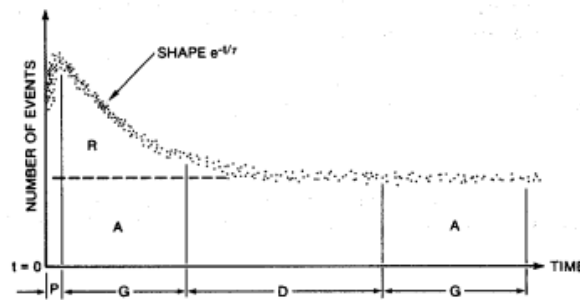
Le tecniche di correlazione temporale hanno lo scopo di ricavare la massa di ^{240}Pu equivalente e quindi, nota la composizione isotopica del campione, la massa totale di Plutonio.

La caratteristica principale della tecnica NCC, Neutron Coincidence Counting, è costituita dall'utilizzo di un registro a scorrimento (Shift Register) collegato alla testa di rivelazione. Le operazioni che vengono effettuate sul treno di impulsi possono essere riassunte nei seguenti passi:

- 1) apertura di un intervallo di misura TM durante il quale vengono accettati gli impulsi in uscita dal discriminatore;
- 2) inclusione di un tempo di ritardo (T_p) per ogni impulso accettato;
- 3) apertura, per ogni impulso accettato, di due intervalli di ispezione di durata T_g : il primo dei due viene attivato un tempo T_p dopo l'arrivo dell'impulso, il secondo viene attivato con un ritardo fisso T_d , molto maggiore di T_p , a partire dall'istante in cui è stato aperto il primo intervallo.

Si hanno, quindi, due registri il cui contenuto indica il numero di impulsi contati nel relativo intervallo di ispezione: uno, R+A, è relativo all'intervallo aperto subito dopo l'arrivo di un impulso, l'altro, A (detto delle coincidenze accidentali) è relativo all'intervallo aperto dopo T_d dall'attivazione del primo intervallo. Dopo la sezione ritardatrice, gli impulsi entrano nel registro di scorrimento vero e proprio: in esso gli impulsi vengono fatti scorrere da una sezione di input ad una di output. Il numero netto di impulsi contenuti nel registro a scorrimento è fornito da un contatore up-down: esso incrementa o decrementa il suo contenuto, rispettivamente quando un impulso entra nella sezione di input o esce da quella di output del registro. Per ogni impulso che si presenta all'input si esegue una doppia lettura del contatore up-down: una istantanea, il cui risultato viene riversato nell'accumulatore R+A, ed una ritardata di un tempo T_d , il cui risultato passa nell'accumulatore A (fig. 4). I dati che lo Shift Register fornisce sono dunque: conteggi totali (T), conteggi in coincidenza reali e accidentali (R+A) e conteggi in coincidenza accidentali (A). La differenza fra i contenuti dei registri R+A ed A dipende esclusivamente dai conteggi correlati e quindi è un indice della attività di fissione spontanea presente nel campione.

Figura 4 – Diagramma Rossi Alfa (Ensslin N., 1991)



Conteggio dei neutroni dovuti a fissione spontanea

4. MISURA INTEGRATA

La spettrometria gamma tramite il sistema ISOCS permette di modellare oggetti complessi in modo da ottenere le relative curve di efficienza. Successivamente all'inserimento dei parametri geometrici dell'oggetto da caratterizzare la curva di efficienza viene generata tramite metodo point-kernel. Nel caso in cui all'interno di un fusto la contaminazione e la matrice siano considerate omogenee, il software calcola l'efficienza sulla cella volumetrica più vicina allo strumento, assegnandola anche a tutte le altre celle. Mediante il software Geometry Composer è stata ricostruita la geometria di misura del fusto. È stato utilizzato un collimatore a 180° in modo da massimizzare l'efficienza di rivelazione in modalità open geometry. Inoltre, la rotazione del fusto su una tavola rotante fa in modo che tutta la circonferenza sia esposta allo strumento per lo stesso lasso di tempo e garantisce l'omogeneità della densità della matrice. Nel caso specifico, la spettrometria gamma consente di determinare il quantitativo di ^{241}Am , sfruttare lo yield associato all'emissione gamma che presentano gli isotopi dispari del Pu, determinare il quantitativo di ^{235}U e ^{238}U e fornire uno spettro energetico associato ai singoli isotopi. Questo tipo di misura risente però dell'attenuazione della radiazione gamma all'interno di una matrice pesante e presenta difficoltà per l'individuazione degli isotopi pari del Plutonio a causa del basso yield associato alla relativa emissione gamma.

In presenza di campioni con scarso contenuto di Pu, ai fini della determinazione di tali isotopi, si fa riferimento al picco caratteristico dell' ^{241}Am a 59 keV. A partire dalla misura dell' ^{241}Am si

ricavano le concentrazioni di tutti gli altri isotopi, mediante associazione con la composizione isotopica media di impianto riferita al Pu ed all' ^{241}Am con le relative percentuali in massa, riferita alla data di produzione del fusto.

Nei casi in cui il quantitativo di Pu sia sufficiente a produrre picchi nello spettro che consentano di elaborarne una quantificazione, il picco dell' ^{241}Am a 59 keV non viene considerato in quanto soggetto più degli altri ad incertezze dovute alla geometria o all'attenuazione attraverso gli spessori di Cd utilizzati per non "accecare" il rivelatore.

Gli isotopi dell'U vengono misurati direttamente a partire dai picchi nello spettro ad essi riconducibili. Lo spettro deve comunque essere sottoposto ad un'analisi critica che consenta di valutare le interferenze, in particolare modo quella tra ^{235}U e ^{226}Ra . Si specifica che i fusti misurati nell'ambito dell'attività che si discute contengono un quantitativo di Pu ≥ 1 g.

Dunque, questa tecnica di misura nei casi in cui la quantità di Pu, U ed ^{241}Am sia sufficiente, può permettere, in "geometria fusto", di quantificare tali isotopi; tuttavia, visto l'utilizzo del sistema neutronico passivo per l'individuazione degli isotopi pari si fa riferimento alla composizione isotopica di uno dei n. 7 lotti di materie nucleari introdotte in impianto durante le pregresse attività di esercizio, prendendo come riferimento il lotto con medesimo valore del rapporto $^{239}\text{Pu}/^{241}\text{Am}$.

Il sistema PNCC presenta il vantaggio di avere una minore influenza dell'interazione dei neutroni con una matrice pesante e consente di raggiungere Minime Attività rivelabili (MDA) minori del sistema precedente per l'individuazione di $^{240}\text{Pu}_{\text{eq}}$. Questo sistema, infatti, misura unicamente gli isotopi pari del Plutonio i quali vengono ricondotti alla massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eq}}$ senza fornire uno spettro energetico associato ai singoli isotopi, ma contrariamente alla spettrometria gamma non permette di quantificare l'Uranio presente nel rifiuto. Il sistema PNCC richiede, precedentemente alla misura, la conoscenza di una composizione isotopica nota che determini la percentuale in massa di ciascun isotopo. Tale composizione viene generalmente ricavata dai risultati della spettrometria gamma da cui si determina il rapporto in massa $^{239}\text{Pu}/^{241}\text{Am}$.

A partire dal valore del rapporto, si procede ad un confronto di tale valore con quello associato alla composizione isotopica media di uno dei n. 7 lotti introdotti in impianto (con valore del rapporto analogo) o, in alternativa, con la composizione isotopica media di impianto riferita alla data di produzione del fusto. In sintesi: dalla misura di spettrometria gamma si ricavano i valori di ^{241}Am , ^{239}Pu , ^{241}Pu , ^{235}U e ^{238}U . Nota la concentrazione di attività dei sopraccitati radionuclidi si procede all'associazione, mediante composizione isotopica nota, con valori di ^{238}Pu , ^{240}Pu e ^{242}Pu . La composizione così ottenuta viene inserita come dato di input nel sistema neutronico, il quale fornisce in uscita una misura (g) di $^{240}\text{Pu}_{\text{eq}}$. Da quest'ultimo valore, a partire dalla composizione inserita in ingresso, vengono ricavati i valori (g) degli isotopi pari del Pu. In tal modo la misura è completa.

Per ciascuna misura nel sistema neutronico si effettua una valutazione circa la validità della misura stessa tramite un confronto del rapporto tra T (totals) e R (reals) relativi alla misura del fusto in esame e la misura della matrice di taratura corrispondente.

Se la misura risulta valida, i risultati ottenuti sono inseriti nel certificato di misura. Qualora invece la misura neutronica non risultasse attendibile, si considerano solo i risultati ottenuti mediante spettrometria gamma. In particolare, per valutare l'attendibilità di una misura viene confrontato il range tra i rapporti T/R ottenuto in fase di taratura per diverse quantità di Pu nella matrice di interesse con quello del fusto sperimentale: in caso di fusto omogeneo ed in assenza di interferenze dovute ad altre reazioni o interferenze elettroniche, il valore del rapporto T/R del fusto misurato sarà all'interno del range e la misura viene considerata valida. L'interferenza dovuta ad altri effetti comporterà un contributo di T (totals) molto maggiore poiché quasi tutti i neutroni derivanti da questo processo non arriveranno in coincidenza nel tempo impostato per il gate. La presenza di queste reazioni è dovuta alla composizione chimica del Pu all'interno del fusto: è assente per gli ossidi o per il Pu metallico, mentre può essere presente nel caso in cui un'alfa emettitore è accoppiato con elementi leggeri (tale presenza può essere verificata dallo spettro gamma). Nella tabella sottostante (tab. 1) si riporta il confronto tra i valori del rapporto T/R riferiti alla taratura ed a casi di fusti con presenza di reazione (α -n), (confermato dal picco di ^{22}Na sullo spettro di misura). Risulta evidente come in questi casi il rapporto sia ampiamente fuori range.

Tabella 1- Confronto rapporto T/R

	T/R
Taratura	$19 \leq x \leq 30$
es. 1	188,773
es. 2	145,01

5. TARATURA

Un ulteriore approfondimento ha consentito di ovviare alle problematiche associate alle ipotesi iniziali su cui si basa la taratura di entrambi sistemi di misura.

Generalmente si ipotizza che:

- la matrice sia omogenea;
- la sorgente sia uniformemente ed omogeneamente distribuita.

La prima problematica è stata risolta sottoponendo preliminarmente il fusto a radiografia: in tal modo durante le tarature è stato possibile ricostruire la reale distribuzione della matrice presente all'interno del fusto.

La spettrometria gamma è stata eseguita mediante un sistema ISOCS del tipo Broad Energy, tarato dapprima in energia ed in risoluzione tramite sorgenti di taratura note. Acquisite le informazioni geometriche e sfruttando la radiografia, si è proceduto alla taratura in efficienza. La seconda problematica è stata ovviata procedendo ad una taratura del sistema neutronico in grado di individuare la posizione della sorgente al fine di ridurre notevolmente l'incertezza associata alla misura.

La taratura di tipo standard viene eseguita suddividendo i fusti in base alla tipologia di matrice: plastica o metallo. Per entrambi i materiali sono stati creati dei fusti di taratura da 220 litri con diverso peso e densità. All'interno dei fusti è stato inserito un sistema di alluminio costituito da n. 4 cilindri cavi di altezza pari a quella del fusto (fig. 5). Sulla corona esterna sono presenti n. 2 cilindri cavi di uguali caratteristiche, ma solo uno è stato utilizzato per la simulazione della posizione esterna. I cilindri cavi sono posizionati rispettivamente al centro, a mezzo raggio e sul bordo del fusto. All'interno dei cilindri sono state inserite le sorgenti, precisamente in n. 9 posizioni: n. 3 sorgenti per cilindro su n. 3 altezze diverse (dal basso verso l'alto). Inizialmente si è posizionata una sorgente di ^{252}Cf al centro del fusto per la determinazione dei parametri elettronici di misura (HV, gate, die away time e tempo morto), successivamente la sorgente è stata posizionata in tutte le n. 9 posizioni al fine di determinare un fattore correttivo che simuli la distribuzione uniforme di radioattività (tab. 2). Tramite questo fattore correttivo e tramite la misura ottenuta con la sorgente in posizione centrale, associando un diverso quantitativo di $^{240}\text{Pu}_{\text{eq}}$, sono state determinate le curve R/sec/gr e T/sec/gr necessarie per eseguire l'analisi quantitativa (tab. 2).

Figura 5 – Sistema di posizionamento delle sorgenti di taratura



Sistema di introduzione della sorgente per taratura

Tabella 2 – Risultati misure eseguite con sorgente ²⁵²Cf per tutte le n. 9 posizioni

Cilindro (posizione sorgente)	Altezza (posizione sorgente)	T/s [cps]	+/- (incertezza)	R/s [cps]	+/- (incertezza)	Efficienza	Fp (Fattore di Peso)	Fp * T [cps]	Fp* R [cps]
Centro	Medio	10145,8	3,3	1353,4	4,5	0,125	1,0 (centro)	10145,8	1353,4
Centro	Basso	10575,7	3,8	1475,1	5,5	0,131	1,0	10575,7	1475,1
Centro	Alto	11908,9	3,8	1859,9	6,2	0,147	1,0	11908,9	1859,9
Metà	Medio	10549,1	3,8	1466,2	4,7	0,130	3,0 (medio)	31647,3	4398,6
Metà	Basso	10669,1	2,9	1500,6	5,9	0,132	3,0	32007,3	4501,8
Metà	Alto	11989,7	3,8	1892,4	7,1	0,148	3,0	35969,1	5677,2
Esterno	Medio	11311,0	4,0	1671,3	4,9	0,140	5,0 (est)	56555,0	8356,5
Esterno	Basso	11509,9	3,4	1741,5	5,4	0,142	5,0	57549,5	8707,5
Esterno	Alto	11955,3	3,8	1884,8	5,5	0,148	5,0	59776,5	9424,0
Media pesata sul volume		11338,3		1694,6					

Dai risultati delle misure eseguite posizionando la sorgente ²⁵²Cf in tutte le n. 9 posizioni, secondo l'approccio della taratura standard basata sull'ipotesi di fusto con distribuzione uniforme di attività, si ricava la media pesata sul volume dei conteggi sia T che R (tab. 3). Dal rapporto tra la media pesata sul volume ed il contributo ottenuto in caso di posizionamento centrale della sorgente si ricava un fattore di peso correttivo.

Tabella 3 - Fattore correttivo per fusto 220 l di matrice plastica (60 kg)

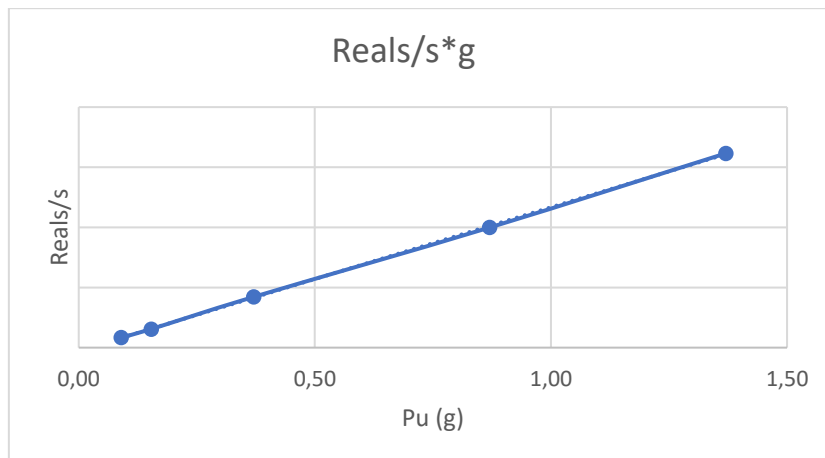
T (conteggi)	R (conteggi)		
1,12	1,25	MPV/Cm	Riferimento taratura standard – condizione di omogeneità di distribuzione contaminazione Legenda: MPV - media pesata su volume Cb - centrale bassa Cm - centrale media Ca - centrale alta Mb - media bassa Mm - media media Ma - media alta Eb - esterna bassa Em - esterna media Ea - esterna alta
1,04	1,09	Cb/Cm	
1,17	1,37	Ca/Cm	
1,04	1,08	Mm/Cm	
1,05	1,11	Mb/Cm	
1,18	1,40	Ma/Cm	
1,11	1,23	Em/Cm	
1,13	1,29	Eb/Cm	
1,18	1,39	Ea/Cm	

Calcolato tale fattore si procede alla misura con sorgenti contenenti diverso quantitativo di Pu in posizione centrale (tab. 4).

Tabella 4 - Risultati taratura eseguita con sorgenti diverso a quantitativo di Pu in posizione centrale

²⁴⁰ Pu _{eq} (g)	Cilindro (posizione sorgente)	Altezza (posizione sorgente)	T/s [con-teggi/s]	+/- (incertezza)	R/s [con-teggi/s]	+/- (incertezza)	R/s*g [con-teggi/s*g]	+/- (incertezza)
0,09	Centro	Medio	22,336	0,076	0,837	0,102	9,310	1,137
0,15	Centro	Medio	53,520	0,128	1,542	0,104	10,050	0,679
0,37	Centro	Medio	96,769	0,175	4,212	0,108	11,384	0,292
0,87	Centro	Medio	191,383	0,248	9,988	0,121	11,480	0,139
1,37	Centro	Medio	420,717	0,386	16,149	0,141	11,788	0,103

Figura 6 - Reals/s*g media pesata sul volume



Il coefficiente angolare della retta di taratura che si ottiene (fig. 6) corrisponde al valore di $R/s \cdot g$ associato alle diverse sorgenti utilizzate e mediante il fattore di correlazione si simula il contributo che si avrebbe se la sorgente fosse distribuita omogeneamente.

La nuova taratura è stata eseguita mantenendo attivo un gruppo di rivelatori coassiali diametralmente opposti alla volta (scollegando tutti gli altri). Le misure sono state eseguite dapprima per ogni singolo gruppo di rivelatori e poi confrontate con il gruppo opposto posto sullo stesso asse, spostando la sorgente sui vari assi traslandola su diverse quote. Il sistema è, infatti, formato da n. 64 rivelatori a ^3He suddivisi in n. 16 banchi (ognuno di n. 4 rivelatori); di questi n. 16 banchi: n. 10 banchi sono posizionati ai lati del fusto, n. 3 sopra il fusto e n. 3 sotto il fusto in modo da rendere simmetrico il sistema di misura. In tal modo, una volta individuata la posizione della sorgente, la misura viene elaborata con i parametri di taratura associati a quella specifica posizione. Si hanno in tutto n. 9 tarature, una per ogni posizione della sorgente, come descritto precedentemente, di cui si riportano i risultati sperimentali nel paragrafo che segue. Ciò ha consentito di associare ad ogni posizione il contributo di ogni singolo gruppo di rivelatori alla misura completa. Sfruttando la simmetria intrinseca del sistema, è stato confrontato il contributo rivelato da gruppi opposti sullo stesso asse procedendo ad una ricostruzione dei contributi sull'intero asse al fine di associare una posizione alla sorgente in funzione del contributo rivelato.

6. RISULTATI SPERIMENTALI

Generalmente la posizione della sorgente all'interno di un fusto è ignota ed in assenza di punti dove il rateo di dose è molto più alto si deve assumere una distribuzione uniforme dell'attività all'interno del fusto. Ciò comporta un aumento dell'incertezza di misura.

La procedura di taratura del sistema neutronico svolta nel modo descritto in tale articolo consente di individuare eventuali hot spot presenti nel fusto radioattivo riducendo l'incertezza di misura con lo scopo di individuare la posizione della sorgente all'interno del fusto stesso.

Si riportano i risultati delle misure neutroniche ottenuti una sorgente di Pu in posizione centrale e sulla corona esterna utilizzando sia il metodo standard, basato sull'ipotesi di attività omogenea all'interno del fusto, sia il nuovo metodo che invece prevede la localizzazione della sorgente. Le misure si riferiscono ad un fusto da 220 l di matrice plastica contenente una sorgente certificata di Pu.

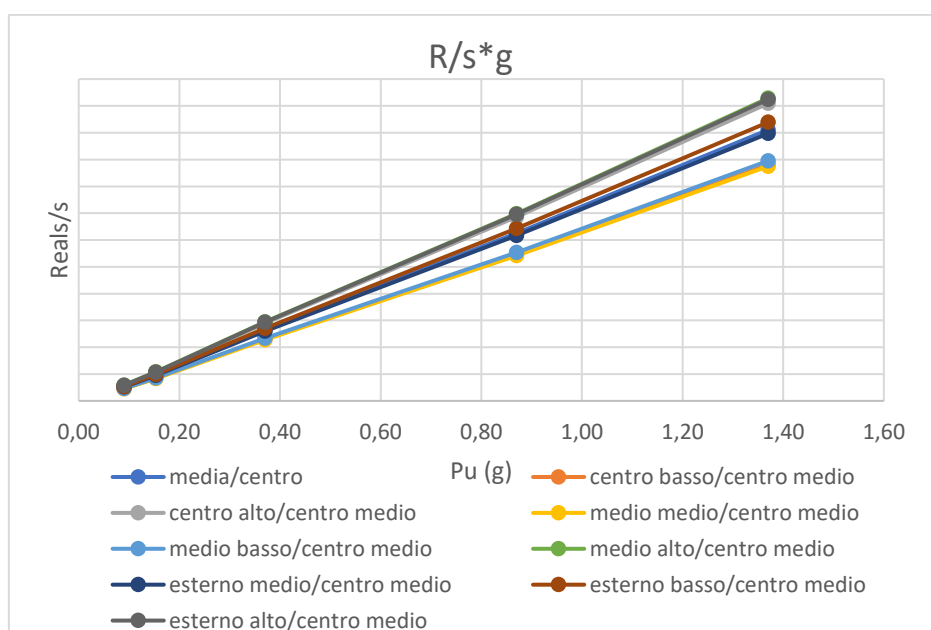
Tabella 5 - Confronto valori di massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$ ottenuti con entrambi metodi di calibrazione in matrice plastica (60 kg)

Sorgente $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$ (g)	$^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$ posizione centrale vecchio metodo (g)	$^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$ posizione centrale nuovo metodo (g)	$^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$ posizione esterna vecchio metodo (g)	$^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$ posizione esterna nuovo metodo (g)
0,870	0,744	0,831	0,932	0,844

Il delta tra il valore certificato ed il valore ottenuto sperimentalmente passa dal 14% al 5% con sorgente in posizione centrale e dal 7% al 3% con sorgente in posizione esterna. Si evince dai valori ottenuti e riportati nella tabella sovrastante (tab. 5) che il nuovo metodo studiato risulta attendibile ed affidabile consentendo una riduzione dell'incertezza di misura. Si ottengono risultati con valori prossimi a quello della sorgente nota.

L'incertezza di misura associata al posizionamento della sorgente risulta di circa il 20% se il fusto viene considerato omogeneo e viene ridotta al 5% se la sorgente viene individuata con il nuovo metodo.

Figura 7 - Curva r/s/g per ognuna delle n. 9 posizioni di calibrazione



Anche per la spettrometria gamma la simulazione è stata effettuata inserendo n. 3 sorgenti di Pu nel canale centrale su un'altezza variabile e confrontando i valori misurati di ^{239}Pu e ^{241}Am . Una prima misura è stata ricavata con l'assunzione iniziale di omogeneità di attività, mentre l'altra deriva dall'assunzione che la sorgente fosse distribuita sul cilindro cavo centrale. Si riportano nella tabella sottostante (tab. 6) i risultati delle misure.

Tabella 6 – Confronto tra masse misurate di ^{239}Pu e ^{241}Am con entrambi metodi di taratura in matrice plastica (60 kg)

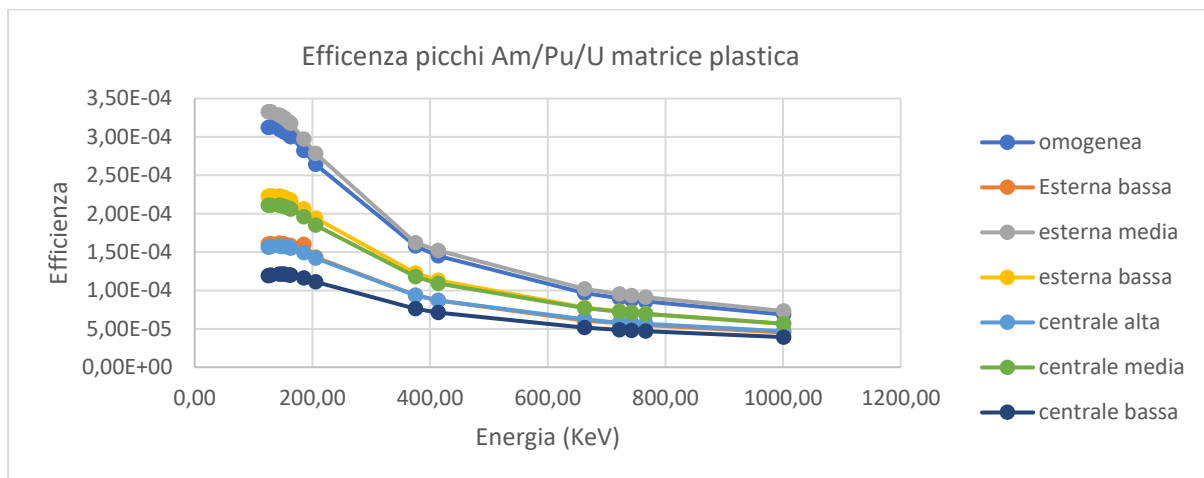
Sorgente (g)		Contaminazione Omogenea (vecchio metodo)		Sorgenti poste su tubo centrale su diverse altezze (nuovo metodo)	
^{241}Am (g)	^{239}Pu (g)	^{241}Am (g)	^{239}Pu (g)	^{241}Am (g)	^{239}Pu (g)
0,009	1,147	0,006	0,592	0,011	1,082

Dai risultati ottenuti si evince che:

nei casi in cui la sorgente è in posizione centrale, l'ipotesi di omogeneità di attività genera una sottostima del quantitativo di ^{241}Am e ^{239}Pu , nello specifico del 34% per l'Americio e del 48% sul Plutonio.

Minore è l'energia dell'emissione gamma da indagare maggiore è l'errore associato: i valori nella tabella sovrastante (tab. 6) si riferiscono ai picchi dell' ^{241}Am alle energie di 662 keV e 721 keV e del ^{239}Pu a 375 keV e 413 keV. Ciò è confermato dal grafico che segue su cui si riporta l'efficienza del sistema di misura in funzione dell'energia dell'emissione gamma (fig. 8). Se la sorgente si trovasse sulla corona esterna del fusto, la sottostima, per via del funzionamento del software e della rotazione del fusto in fase di misura, tenderebbe a diminuire.

Figura 8 - Confronto efficienza sistema di spettrometria gamma per differente posizionamento della sorgente in funzione dell'energia all'interno di una matrice plastica



7. CONCLUSIONI

Il processo di caratterizzazione avviene secondo il seguente iter di misura:

- 1) Radiografia per studio della matrice.
- 2) Individuazione della posizione della sorgente.
- 3) Spettrometria gamma per determinazione di ^{241}Am , ^{235}U , ^{238}U , ^{239}Pu , ^{241}Pu .
- 4) Conteggio neutronico passivo per determinazione di ^{238}Pu , ^{240}Pu e ^{242}Pu .

Integrando le due tecniche di misura si risolvono i problemi sopra descritti.

Una misura integrata rielaborata a seguito della nuova taratura del sistema neutronico permette di:

- Individuare la posizione di eventuali hot spot.
- Misurare tutti gli isotopi del Plutonio (pari e dispari).
- Misurare gli isotopi dell'Uranio (che dalla precedente campagna di misura non erano emersi e dunque non inseriti in contabilità).
- Ridurre l'incertezza della misura.

La tecnica, risultata valida per fusti con matrice omogenea, verrà applicata a tutte le future campagne di caratterizzazione di fusti di analoghe caratteristiche in modo da poter individuare preliminarmente l'eventuale presenza di hot spot e la loro posizione all'interno del fusto.

Si prevede inoltre di stabilire un metodo analogo da applicare ai fusti con matrici costituite da materiale pesante e disomogeneo.

BIBLIOGRAFIA

- Dott. Ing. Cherubini Nadia, *Tesi di dottorato di ricerca in Energetica "CARATTERIZZAZIONE DI RIFIUTI RADIOATTIVI DA IMPIANTI ENERGETICI. TECNICHE NEUTRONICHE PASSIVE"*, triennio Accademico – 1996/97 - 1998/99
- NUREG/CR-5550 *Passive Nondestructive Assay of Nuclear Materials*, N. Ensslin, "Principles of neutron coincidence counting", March 1991



Convegno Nazionale Airp
Lucca, 25 - 27 settembre 2024

Progetto Vessel Garigliano: smantellamento degli internals - Fase 1

M. Caldarella¹, F. Mancini¹, U. Doti², L. Savino², M. Santorelli²

¹SOGIN, Via Marsala 51/C 00185 – Roma - Italia

²SOGIN – Sito Garigliano - Sessa Aurunca, Caserta - Italia

caldarella@sogin.it

Riassunto

La disattivazione della Centrale nucleare del Garigliano prevede specifiche operazioni, tra le quali in particolare lo smantellamento delle attrezzature, identificate come internals di Fase 1, del progetto Vessel Garigliano (Ve.Ga.). Le attrezzature, collocate all'interno del vessel ed al di sopra del deflettore durante la messa in protezione cautelativa passiva del reattore, risultano contaminate e/o attivate. Le attività di smantellamento prevedono il prelievo, la riduzione di volume ed il confezionamento di tali componenti in opportuni contenitori. Tali operazioni si rendono necessarie perché si possa poi procedere con lo smantellamento degli internals di Fase 2, tra cui le griglie superiore e inferiore, le barre di controllo e lo schermo termico. Per l'esecuzione di tali attività sono stati posti degli obiettivi e criteri di sicurezza nucleare e di radioprotezione stabiliti nell'autorizzazione all'esecuzione delle operazioni connesse alla disattivazione della Centrale al fine di eliminare i potenziali rischi di natura radiologica per l'individuo, la collettività e l'ambiente.

*Nel presente lavoro si evidenziano in particolare gli aspetti radiologici che caratterizzano le fasi esecutive di smantellamento (per i lavoratori coinvolti – dose collettiva totale stimata inferiore a 10 mSv*uomo), insieme ai possibili eventi anomali (per cui si è stimata una dose collettiva massima pari a circa 0.61 mSv*uomo) e ai potenziali eventi incidentali considerati (per i lavoratori e gli individui rappresentativi della popolazione, per cui la dose efficace massima prevista risulta al di sotto della rilevanza radiologica) e alle conseguenti azioni di ripristino delle aree di lavoro, per cui sono state stimate delle dosi collettive inferiori ad 80 microSv*uomo.*

PREMESSA

Per internals di Fase 1 si intendono tutte le attrezzature contaminate e/o attivate collocate all'interno del vessel al di sopra del deflettore. Per smantellamento degli internals di Fase 1 si intendono le operazioni di prelievo, riduzione di volume e confezionamento di tali componenti in opportuni contenitori. Tali operazioni si rendono necessarie affinché si possa poi procedere con lo smantellamento degli internals di fase 2 (griglie superiore e inferiore, barre di controllo, schermo termico, etc.).

Si sottolinea che sul deflettore risulta attualmente adagiata una barra di controllo irraggiata che non è oggetto delle attività di smantellamento di cui al presente PO e che verrà invece trattata nell'ambito degli internals di fase 2, insieme alle altre barre di controllo presenti all'interno del Vessel.

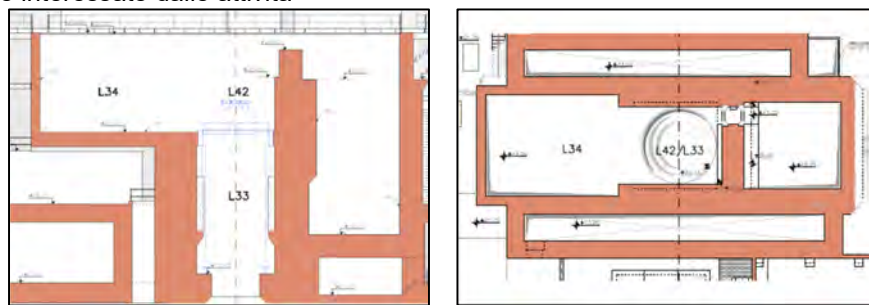
AREE INTERESSATE DAGLI INTERVENTI

Le aree interessate dagli interventi di smantellamento sono all'interno dell'Edificio Reattore che è una struttura sferica del diametro di circa 50 m realizzata con lamiere in acciaio al carbonio saldate. Tale sfera è posta su una fondazione di calcestruzzo ed è sorretta, in corrispondenza della fascia equatoriale, da colonne d'acciaio.

All'interno del contenitore sferico è presente una struttura in cemento armato in cui sono realizzati pianerottoli, corridoi e vani (nel seguito definiti "locali") destinati ad alloggiare pompe, apparecchiature e circuiti termo-idraulici dell'isola nucleare. I locali interessati dalle attività oggetto del presente piano operativo sono: il "canale reattore – locale L34", la "copertura vessel – locale L42", "l'alloggiamento vessel – locale L33".

I locali L34 ed L42 sono collocati all'interno dell'Edificio Reattore a quota compresa tra +23,00 m e + 29,60 m, mentre il locale L33 è compreso tra quota +23m e quota +13.60m. Il canale reattore (L34) ha dimensioni in pianta pari a 6,8 X 8,9 m ed un'altezza pari a 6,6 m. Le pareti ed il fondo del locale sono rivestiti di un liner in acciaio dello spessore di 1 cm. Durante l'esercizio della centrale, ed in particolar modo durante tutte quelle operazioni che prevedevano l'apertura del vessel (es ricarica del combustibile), nel canale reattore veniva posizionata la testa del vessel sopra un'apposita carpenteria metallica di supporto. Il locale L42 è adiacente al locale L34 ed è delimitato da un lato dalla parete di separazione con la piscina del combustibile, dall'altro lato ed in copertura dai blocchi di schermo che, al momento dell'esecuzione delle attività saranno già stati rimossi. Tale locale ha dimensioni in pianta pari a 5,65 X 5,8 m ed un'altezza pari a 6,6 m. Il locale L33 è posizionato al di sotto del locale L42 ed ha dimensioni circolari con diametro pari a circa 5,20m ed un'altezza pari a circa 10m. (fig.1)

Figura 1 – Aree interessate dalle attività



MATERIALE OGGETTO DELL'ATTIVITA'

Gli Internals di Fase 1 sono costituiti da diverso materiale (irraggiato e non) depositati sul deflettore del vessel durante le attività di messa in custodia protettiva passiva della Centrale del Garigliano (anni '90), fig.2. Per la maggior parte dei componenti non era disponibile un inventario fisico e radiologico ben definito, ma delle stime basate su una caratterizzazione risalente agli anni '90; si è stimato un peso complessivo di circa 1 t e un volume di ingombro totale circa pari a 1 m³. In generale i materiali sono: porta provini di diverse tipologie (wall o core) con relative chiusure, contenitori di barrette (intere o suddivise in spezzoni di diverse misure), attrezzi necessari al posizionamento dei misuratori di flusso neutronico, canali per elementi di combustibili (irraggiati e non irraggiati), catena di azionamento della stripper machine.

Non essendo disponibile un inventario radiologico puntuale, il confezionamento di tali componenti è stato previsto all'interno dei contenitori speciali schermanti, solitamente utilizzati per componenti caratterizzati da elevati livelli di attivazione e contaminazione.

I valori di contaminazione superficiale massima¹ associati alla totalità dei materiali depositati sul deflettore (ad esclusione della barra di controllo) sono derivati dal database computerizzato della Centrale di Garigliano.

Nella tab. 1 si riporta l'attività totale (Bq) dovuta alla contaminazione ipotizzata per gli internals considerati.

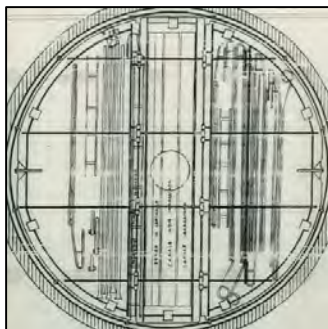
Tabella 1 Stima contaminazione Internals Fase 1

Internals Fase 1	Sup. [m ²]	Fe-55	Co-60	Ni-59	Ni-63	Cs-137	Sr-90	Alfa	Totale
		[Bq]	[Bq]	[Bq]	[Bq]	[Bq]	[Bq]	[Bq]	[Bq]
	36,4	1,17E+07	2,55E+09	4,26E+10	9,65E+10	2,01E+10	1,95E+10	7,28E+07	1,81E+11

¹ La dicitura "contaminazione superficiale massima" si riferisce ai valori di contaminazione più elevati riscontrati dai dati di impianto in termini di Bq/cm² associati agli internals di Fase I e ad una superficie equivalente involuppo degli stessi internals.

Ai fini delle valutazioni di radioprotezione, invece, sono stati assunti dei valori massimi di attivazione. Nello specifico, per ciascuno degli internals, è stato assunto conservativamente un valore di attività specifica di Co-60 pari a $3,90E+05$ Bq/g. Tale valore risulta essere quello massimo compatibile con i contenitori speciali schermanti, nei quali si è conservativamente ipotizzato il confezionamento dei materiali da trattare, ai fini del rispetto dei limiti di dose previsti dalla normativa sul trasporto di materiali radioattivi.

Figura 2 – Schema del posizionamento dei materiali sul deflettore



DESCRIZIONE DEGLI INTERVENTI DI SMANTELLAMENTO

Le attività operative sono iniziate dopo l'allagamento del vessel fino a quota flangia (+23.00m) attraverso il circuito di riempimento. Questo significa che le attività sono state eseguite sotto battente d'acqua.

Le fasi operative sono elencate e definite di seguito.

1. Predisposizione aree di lavoro nel canale reattore: Tale fase ha previsto l'installazione di una protezione in carpenteria metallica con funzione sia di protezione del liner che di realizzazione di un piano di lavoro utile per lo stoccaggio, il posizionamento dei cestelli, dei contenitori e delle macchine/attrezzature da taglio. Inoltre, è stata predisposta l'installazione del sistema di aspirazione e recupero sfridi prodotti dalle operazioni di taglio oltre che al sistema TVCC e le stesse macchine/attrezzature di taglio;
2. Rimozione dello scudo termico posizionato sulla testa del Vessel;
3. Apertura della testa del Vessel: ha previsto la rimozione manuale dei dadi dei prigionieri della testa del Vessel ed il successivo aggancio della testa del Vessel al bilancino di sollevamento;
4. Movimentazione della testa del Vessel dal pozzo reattore alla piscina del combustibile e successiva rimozione, manuale, del bilancino testa Vessel;
5. Rimozione dei prigionieri mediante bilancino di opportuna portata, dotato di dinamometro e collegato al carroponete K-19;
6. Allagamento canale reattore fino a quota + 26.00 attraverso il circuito di riempimento;
7. Introduzione dei cestelli e del contenitore nel canale reattore.
8. Prelievo componente (per tutti i componenti collocati sul deflettore a meno della barra di controllo), movimentazione verso area di lavoro/stazione di taglio allestita nel canale reattore: ciascun componente se già idoneo è stato inserito direttamente nel cestello, se non idoneo è stato preliminarmente ridotto di volume. Per il taglio degli internals sono state previste esclusivamente tecniche di taglio meccaniche come ad esempio cesoie per i portaprovini e le varie aste e dischi per i canali degli elementi di combustibile. Gli attrezzi di taglio sono stati montati su una specie di braccio antropomorfo e sono stati comandati a distanza da un operatore posto a quota +29,00m.
9. Inserimento del componente tal quale o dello spool prodotto nel cestello del Mosaik;



10. Inserimento dei cestelli riempiti nel contenitore senza schermo aggiuntivo di piombo e chiusura dello stesso.
11. Estrazione dei contenitori dal canale reattore. Durante l'estrazione del contenitore dal canale reattore, la superficie esterna del contenitore è stata lavata con getto d'acqua ed il contenitore è stato lasciato sgocciolare per un tempo opportuno al fine di impedire la contaminazione delle aree di passaggio.
12. Serraggio e drenaggio del contenitore a quota +29.00m ed essiccamento a quota +18.25m.
13. Messa a deposito momentaneo dei contenitori nella loading bay del Deposito D1 in attesa della messa in esercizio del Deposito temporaneo D2 dove saranno poi trasferiti.
14. Lavaggio e rimozione di tutte le attrezzature utilizzate.

A questo punto, si è pianificato di poter procedere indifferentemente seguendo una delle due alternative di seguito:

- Drenaggio del canale reattore ma lasciando allagato il vessel fino alla quota della flangia (+23.00) di accoppiamento con la testa del vessel in modo da lasciare gli internals di fase 2 sotto battente d'acqua, lavaggio e parziale rimozione delle attrezzature utilizzate.
- Lasciando il canale reattore ed il vessel allagati fino a quota +26.00 m circa in modo da essere già predisposto per la successiva installazione sotto battente d'acqua delle attrezzature di taglio e movimentazione necessarie per lo svolgimento delle attività della fase 2.

VALUTAZIONI DI RADIOPROTEZIONE IN CONDIZIONI NORMALI

I campi di irraggiamento sono stati calcolati con il codice di calcolo Visiplan 4.0 considerando il contributo da irraggiamento nell'area di lavoro dei seguenti componenti:

- Il Vessel e gli Internals;
- I materiali irraggiati posti sopra il deflettore oggetto delle attività di rimozione.

Le valutazioni dei campi di irraggiamento hanno considerato diverse configurazioni dell'area di lavoro per le diverse attività eseguite.

Configurazione 1: configurazione iniziale con Vessel chiuso e allagato fino alla flangia e il canale reattore a secco (attività 1 e 2), fig.3.

Configurazione 2: configurazione corrispondente all'attività di rimozione della testa del Vessel (attività 3 e 4) effettuata con Vessel allagato fino alla flangia e il canale reattore a secco, fig.3.

Configurazione 3: configurazione con Vessel aperto e allagato fino alla flangia e il canale reattore a secco, corrispondente all'attività di rimozione dei prigionieri (attività 5), fig. 4.

Configurazione 4: Per l'allagamento Cavità Reattore fino a Q. +26.00 m attraverso circuito di riempimento (attività 6) è stato considerato come rateo di dose il valore misurato nella posizione in cui si è supposto possano permanere gli operatori durante l'attività stessa ($2.84E+00$ microSv/h). Per l'introduzione nel canale reattore dei cestelli e dei contenitori (l'attività 7) non è prevista dose agli operatori.

Configurazione 5: Estrazione dei componenti dal Vessel e loro trattamento e confezionamento nei cestelli nella cavità reattore, in remoto. Inserimento del cestello all'interno del contenitore nel canale reattore allagato (attività 8 e 9), fig.5.

Configurazione 6: Serraggio e drenaggio del contenitore a quota +29.00 m e messa a dimora del contenitore nella loading bay del deposito D1(attività 10, 11 e 12), fig.6.

Configurazione 7: Estrazione e lavaggio delle attrezzature e drenaggio canale reattore con pulizia delle pareti e del fondo locale (attività 13 e 14);

Figura 3 Curve ISO-Dose per attività 1,2,3 e 4

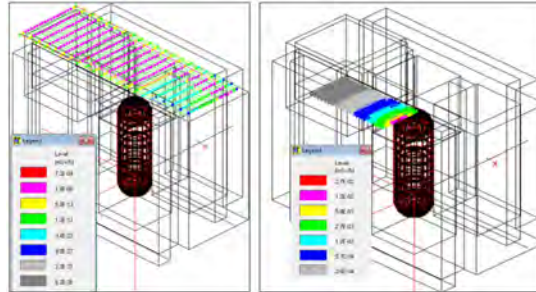


Figura 4 Curve ISO-Dose per attività 5

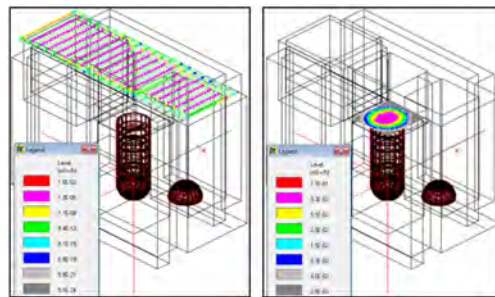


Figura 5 Curve ISO-Dose attività 8 e 9

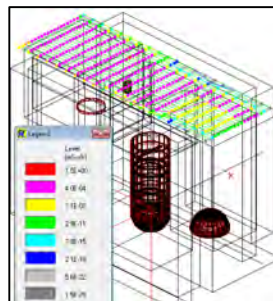
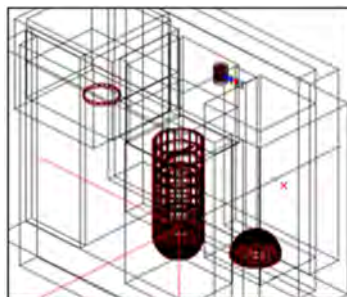
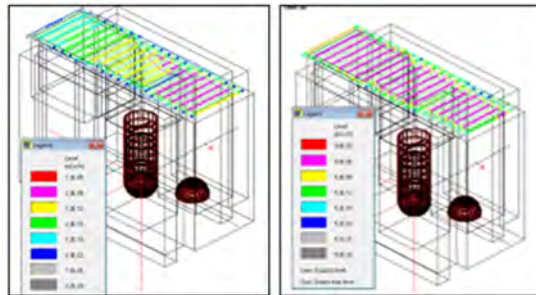


Figura 6 Modello VISIPLAN della configurazione e Tabella 2 Ratei di dose sul contenitore



P.ti Dose	Descrizione	Rate Dose (mSv/h)
1	Contatto contenitore	4.90E-01
2	50 cm contenitore	2.20E-01
3	1m contenitore	1.20E-01

Figura 7 Curve ISO-Dose attività 13 e 14



Per quanto riguarda i termini sorgente considerati per le valutazioni di radioprotezione, sono state effettuate le seguenti ipotesi:

- Il radionuclide di riferimento preso in considerazione è il Co-60 in quanto il contributo alla dose da irraggiamento degli altri radionuclidi è ritenuto trascurabile.
- Conservativamente, per ciascuno dei componenti oggetto dello smantellamento, è stato preso un valore di attività specifica di Co-60 pari a $3,90E+05$ Bq/g. Tale valore risulta essere quello massimo compatibile con i contenitori speciali schermanti, nei quali si è ipotizzato il confezionamento dei materiali da trattare, ai fini del rispetto dei limiti di dose previsti dalla normativa sul trasporto di materiali radioattivi.

Oltre ai suddetti materiali, sul deflettore risulta attualmente presente una barra di controllo irraggiata che non è stata oggetto di smantellamento in tale. Tuttavia, è stato valutato il suo contributo alla dose durante le attività di smantellamento dei componenti trattati in Fase 1.

Il termine sorgente considerato nelle valutazioni è costituito quindi dall'insieme dei componenti riportati in tab. 3.

Ai fini delle valutazioni di dose in condizioni normali di esercizio non si è tenuto conto del contributo della contaminazione dei componenti schematizzati poiché considerato trascurabile rispetto al contributo da attivazione, essendo di almeno un ordine di grandezza inferiore in termini di radionuclidi gamma emettitori.

I campi d'irraggiamento sono stati valutati a seconda delle operazioni svolte a due differenti quote:

- Quota 29.90 m in corrispondenza della passerella;
- Quota 23 m in corrispondenza della flangia.

In particolare, è stata ipotizzata la presenza degli operatori a quota 23.00m solo per le attività 1, 2, 3 e 5 che riguardano attività preliminari e propedeutiche all'apertura del vessel e rimozione dei prigionieri della testa del vessel stesso.

Le valutazioni di dose in condizioni normali per i lavoratori sono state effettuate sulla base della stima dei seguenti parametri:

- tempi di permanenza di ciascun lavoratore nelle diverse postazioni di lavoro e per ciascuna attività.
- valori massimi di rateo di dose calcolati mediante il codice Visiplan 4.0 nelle diverse postazioni di lavoro.

La squadra di lavoro è composta per tutte le attività da Un Coordinatore delle attività (Supervisor); Un operatore RPO; Due operatori generici (Oper).

La stima dei tempi di permanenza nelle diverse postazioni di lavoro è riportata in tab.4 per ciascuna attività. Le ore-uomo considerate per lo smantellamento si riferiscono a ore effettive di lavoro nelle aree interessate dalle attività.

Tabella 3 – Sorgenti modellizzate nelle valutazioni di dose (31/12/2022)

Componente	Co-60 (Bq)
Vessel (liner)	1,64E+11
Vessel (mantello)	1,38E+10
Testa Vessel (liner)	3,52E+05
Testa Vessel (mantello)	3,60E+05
Griglia Superiore	1,97E+12
Griglia Inferiore + Piastra d'appoggio	7,83E+11
Schermo Termico	8,03E+12
89 Barre di controllo (parte alta + rollers in stellite)	7,35E+12
89 Barre di controllo (parte centrale)	6,17E+09
Barre di controllo (parte bassa + rollers in stellite)	4,62E+08
Barra di controllo irraggiata sul deflettore	8,26E+10
Internals Fase 1 da rimuovere	3,90E+11

VALUTAZIONE DELLE DOSI EFFICACI – NORMALE ESERCIZIO

Dalle valutazioni di dose preventive riportate in tab. 4, la dose efficace collettiva stimata è pari a 8,48 mSv*uomo. I risultati ottenuti mostrano che nel corso delle attività di confezionamento dei cestelli all'interno dei contenitori (attività 9) si hanno ratei di dose massimi dell'ordine del mSv/h, a causa della perdita di battente d'acqua nel canale reattore. Nonostante tale attività abbia una breve durata, essa contribuisce per 2.10E+00 mSv*uomo (circa il 25% alla dose efficace collettiva totale). In generale le fasi relative alla gestione dei contenitori finali danno un contributo di dose collettiva pari a 5.60E+00 mSv*uomo (superiore al 50% della dose collettiva totale).

Per quanto riguarda le fasi di estrazione, movimentazione e taglio dei materiali, avvenendo sotto battente d'acqua, non contribuiscono significativamente alla dose efficace collettiva.

Partendo da tali stime ed analizzando le possibili strategie di intervento è stato possibile ottimizzare il processo ed in particolare le dosi efficaci ai lavoratori grazie all'utilizzo di metodologie di lavoro basate su macchine a controllo remoto.

Effettivamente, in queste condizioni, è possibile affermare che i valori dei ratei di dose cui sono stati sottoposti gli operatori addetti allo smantellamento sono risultati molto al di sotto di quelli stimati preventivamente. In particolare, posto che le attività sono state eseguite in 36 giorni lavorativi con il coinvolgimento di 15 operatori, la dose efficace collettiva totale è risultata pari a 7.47E-01 mSv*uomo (circa un ordine di grandezza inferiore a quanto valutato preventivamente) di cui 2.50E-02 mSv*uomo riguardano le attività propedeutiche (attività 1, 2, 3 e 5) durate 8 giorni, per cui erano stati stimati circa 8.50 E-01 mSv*uomo.

La dose efficace massima individuale da irraggiamento è risultata pari a 1.95E-01 mSv, molto inferiore a quella stimata preventivamente (circa 3.42E+00 mSv). L'attività è risultata non rilevante dal punto di vista radiologico per la popolazione.

Attualmente la configurazione di impianto decisa è quella di mantenere canale reattore e vessel allagati in attesa di proseguire con le attività di smantellamento internals riferita alla fase 2.

Inoltre, dopo aver rimosso gli internals posizionati sul deflettore (internals di fase 1) sono stati prelevati dei campioni dei diversi componenti e sono in corso le relative caratterizzazioni radiologiche.

Tabella 4 – Dosi efficaci individuali (microSv/uomo) e collettive (microSv*uomo)

Numero attività	Descrizione attività	Durata attività h	OPERATORI				SUPERVISORE			RPO			Dose collettiva [microSv*uomo]
			tempo di esposizione [h]	Rateo di riferimento [microSv/h]	Dose [microSv]	numero Operatori	tempo di esposizione [h]	Rateo di riferimento [microSv/h]	Dose [microSv]	tempo di esposizione [h]	Rateo di riferimento [microSv/h]	Dose [microSv]	
1	Predisposizione aree di lavoro nel canale reattore	80,00	56,00	1,20E+00	6,72E+01	2	24,00	1,20E+00	2,88E+01	5,60	1,20E+00	6,72E+00	1,70E+02
			24,00	7,20E-01	1,73E+01	2	56,00	7,20E-01	4,03E+01	2,40	7,20E-01	1,73E+00	7,66E+01
2	Rimozione dello scudo termico posizionato sulla testa del Vessel	8,00	8,00	2,70E+01	2,16E+02	2	8,00	7,20E-01	5,76E+00	0,80	2,70E+01	2,16E+01	4,59E+02
3	Apertura testa vessel	8,00	8,00	2,70E+01	2,16E+02	2	8,00	7,20E-01	5,76E+00	0,80	2,70E+01	2,16E+01	4,59E+02
4	Trasferimento testa vessel nella piscina del combustibile	4,00	4,00	1,20E+01	4,80E+01	2	4,00	1,20E+01	4,80E+01	0,40	1,20E+01	4,80E+00	1,49E+02
5	Rimozione dei prigionieri	8,00	8,00	5,10E+01	4,08E+02	2	8,00	5,60E+00	4,48E+01	0,80	5,10E+01	4,08E+01	9,02E+02
6	Allagamento cavità reattore a quota +26m	48,00					4,00	2,84E+00	1,13E+01				1,13E+01
8	Prelievo componenti, trasferimento nel canale reattore e eventuale riduzione di volume	50,00	50,00	4,00E-01	2,00E+01	2	50,00	4,00E-01	2,00E+01	15,00	4,00E-01	6,00E+00	6,60E+01
9	Inserimento del cestello nel contenitore	0,50	0,50	1,50E+03	7,50E+02	2	0,50	1,06E+03	5,28E+02	0,05	1,50E+03	7,50E+01	2,10E+03
10/11	Serraggio e drenaggio	5,00	5,00	1,20E+02	6,00E+02	1	5,00	3,00E+01	1,50E+02	0,50	2,20E+02	1,10E+02	1,96E+03
			5,00	2,20E+02	1,10E+03	1	8,00	3,00E+01	2,40E+02	0,80	1,20E+02	9,60E+01	1,54E+03
12	trasferimento per stoccaggio contenitori nella loading bay del D1	8,00	4,00	1,20E+02	4,80E+02	2	4,00	1,20E+02	2,40E+02	6,00	5,60E+00	3,36E+01	2,95E+02
13	Lavaggio e rimozione di tutte le attrezzature utilizzate	20,00	20,00	5,60E+00	1,12E+02	2	20,00	1,87E+00	3,73E+01	6,00	5,60E+00	3,36E+01	2,95E+02
14	Drenaggio canale reattore e pulizia pareti e fondo locale	20,00	20,00	5,60E+00	1,12E+02	2	20,00	1,87E+00	3,73E+01	6,00	5,60E+00	3,36E+01	2,95E+02
Dose totale individuale e collettiva (microSv)					med. 3,42E+03				1,20E+03			4,51E+02	8,48E+03



VALUTAZIONI DI SICUREZZA NUCLEARE E RADIOPROTEZIONE PER CONDIZIONI ANOMALE ED INCIDENTALI

Durante le fasi di progettazione dell'attività sono stati analizzati gli aspetti di sicurezza, sviluppando una Analisi di Sicurezza per le condizioni anomale (condizioni di impianto II) e condizioni incidentali (condizioni di impianto III) come definite nella Guida Tecnica n. 31, "Criteri di sicurezza e radioprotezione per la disattivazione delle installazioni nucleari" di ISIN. Lo scopo dell'analisi è stato quello di fornire i parametri utili ad accertare che gli obiettivi di radioprotezione stabiliti per i lavoratori e la popolazione fossero rispettati per tutti gli eventi diversi dal normale esercizio, ipotizzati durante l'attività.

Per le anomalie l'evento involuppo di riferimento è rappresentato da un guasto/avaria attrezzatura all'interno del locale 34, e comunque in prossimità del coperchio del vessel durante le operazioni connesse alla rimozione dei prigionieri, con necessità di procedere a manutenzioni straordinarie che comportano ulteriori tempi di permanenza di operatori per operazioni di ripristino/finalizzazione attività. Ipotizzando una squadra composta da 3 operatori e una durata di tali attività pari a 4h, considerando un rateo di dose efficace in prossimità della zona dei prigionieri del vessel pari a circa 51 $\mu\text{Sv/h}$ si ottiene una dose collettiva pari a circa 0,61 mSv.

Per gli eventi incidentali sono stati identificati due scenari involuppati di Categoria III:

- Scenario 1: Incendio che coinvolge un collo contenente rifiuti radioattivi non combustibili durante la sua movimentazione, per cui si suppone che avvenga un incendio a quota 18.25 con coinvolgimento nell'incendio del collo proveniente da quota 29,00 dell'Edificio Reattore, quando ancora non si può ritenere il collo del tutto integro e pronto al successivo trasferimento. L'attività coinvolta (MAR) è stata stimata pari a $9.07\text{E}+10$ Bq. La frazione di attività rilasciata è stata valutata facendo riferimento ai valori indicati nel documento DOE HDBK 3010-94 (§5.3.1), per cui l'attività rilasciata all'ambiente risulta pari a $5.44\text{E}+06$ Bq.
- Scenario 2: Caduta collo durante la movimentazione con carroponete dalla zona confezionamento verso la zona di stazionamento prima del trasferimento al deposito D1. Si suppone che il collo contenga gli Internals rimossi e che la caduta avvenga per aggancio difettoso o per errore umano. L'attività coinvolta (MAR) è stata stimata pari a $9.07\text{E}+10$ Bq. La frazione di attività rilasciata è stata valutata facendo riferimento ai valori indicati nel documento DOE HDBK 3010-94 (§5.3.3.2.2), per cui l'attività rilasciata all'ambiente risulta pari a $4.53\text{E}+06$ Bq.

Tabella 5 – Termini Sorgente (Bq) per valutazioni di dose popolazione

Radionuclide	Evento Incendio (Bq)	Evento Caduta (Bq)
Fe-55	3,50E+02	2,91E+02
Co-60	7,64E+04	6,36E+04
Ni-59	1,28E+06	1,06E+06
Ni-63	2,90E+06	2,41E+06
Cs-137	6,04E+05	5,03E+05
Sr-90	5,86E+05	4,88E+05
Alfa	2,18E+03	1,82E+03
Totale	5,44E+06	4,53E+06

IMPATTO RADIOLOGICO SULLA POPOLAZIONE

Il codice di calcolo utilizzato per le valutazioni dell'impatto radiologico sulla popolazione è il FRAMES-GENI2.10. La valutazione è stata effettuata per gli individui rappresentativi della popolazione caratteristici del sito (Adulti (A1) e Bambini (B1) della popolazione locale, Adulti (A2)



e Bambini (B2) della popolazione contadina, Adulti rappresentanti i pescatori alla foce del fiume Grigliano (A3)) posti alla distanza minima di 1000 m.

I tre gruppi di individui sono caratterizzati dai parametri quali: tasso di respirazione, coefficienti di dose interna per inalazione e tempi di permanenza su matrici contaminate, desumibili da pubblicazioni nazionali ed internazionali e da studi epidemiologici.

Inoltre, sono state considerate le due classi meteorologiche B (instabilità) ed F (stabilità) con rilasci al camino ($h = 30$ m).

La stima delle dosi efficaci per gli eventi individuati è stata effettuata per le distanze di massima ricaduta in riferimento ai diversi individui rappresentativi della popolazione e alle diverse classi di stabilità considerate.

Tabella 6 – Dosi efficaci agli individui della popolazione per gli eventi incidentali.

Dose Efficace (microSv)						
Evento Classe meteo – distanza max ricaduta		A1	A2	A3	B1	B2
Evento incendio	Classe Meteo F – 1750 m	1.60E-03	1.67E-03	1.84E-03	1.46E-03	1.48E-03
	Classe Meteo B – 1000 m	8.07E-04	8.38E-04	9.24E-04	7.36E-04	7.44E-04
Evento caduta	Classe Meteo F – 1750 m	1.34E-03	1.39E-03	1.53E-03	1.22E-03	1.24E-03
	Classe Meteo B – 1000 m	6.73E-04	7.00E-04	7.73E-04	6.14E-04	6.21E-04

Per gli eventi indicati, le concentrazioni dei radionuclidi nelle principali matrici alimentari risultano non rilevanti.

IMPATTO RADIOLOGICO SUI LAVORATORI

La valutazione dettagliata dell'impatto radiologico sugli operatori presenti è stata effettuata con riferimento all'evento incendio che coinvolge un collo durante la movimentazione. Sono state considerate le seguenti ipotesi:

- dispersione istantanea di tutta la radioattività rilasciata;
- presenza di due operatori addetti alle operazioni di movimentazione vicino al collo.

Con tali ipotesi, la concentrazione di attività dopo l'incidente è stata valutata come segue:

$$C = A_R/V_{rif}$$

dove: A_R è l'attività totale rilasciata a seguito dell'incidente e V_{rif} è il volume di dispersione posto pari a circa 38 m^3 .

Si ipotizza una capacità respiratoria dell'operatore pari a $1.5 \text{ m}^3/\text{h}$ (ICRP 89), ed una permanenza nella sfera di dispersione di 1 minuto.

La dose efficace impegnata agli operatori presenti al verificarsi degli eventi è stata calcolata utilizzando, per l'inalazione, i coefficienti di dose (Sv/Bq) più conservativi della serie OIR delle pubblicazioni ICRP nel rispetto del par. 1.5 dell'Allegato XXIV del D.Lgs. 101/2020, mentre per l'irraggiamento sono stati utilizzati i coefficienti della Federal Guidance Report No. 15 dell'EPA.

Per l'evento incendio la dose risulta essere di poco superiore a $5.00E+01$ microSv/uomo, quasi esclusivamente dovuta all'inalazione. Per le relative azioni di ripristino dell'area, con l'allontanamento del collo coinvolto, un operatore è prevalentemente sottoposto a rischi di irraggiamento esterno visto che il rischio da irraggiamento interno è trascurabile: le azioni di ripristino vengono eseguite dopo la deposizione al suolo della nube e utilizzando idonei Dispositivi di Protezione Individuali. Ipotizzando un intervento di 15 minuti, il coinvolgimento di due operatori ed i ratei di dose di: 220 microSv/h a 50 cm per l'aggancio/sgancio del collo (5 minuti) e 120 microSv/h a 100 cm per lo spostamento del collo (10 minuti), l'impegno di dose collettiva per gli operatori risulta essere inferiore ad $80 \text{ microSv}^*\text{uomo}$. Per l'evento caduta collo, le dosi efficaci agli operatori, coinvolti nell'evento incidentale e nelle azioni di ripristino, risultano confrontabili con le dosi relative all'evento incendio.

Decommissioning di impianti nucleari: il Reattore RTS-1 “G. Galilei” del CISAM

Angela Cerchiara¹, Emilio Cimini¹, Massimiliano Russo¹

¹ CISAM – Centro Interforze Studi e Applicazioni Militari

emilio_cimini@marina.difesa.it

Riassunto

Il Reattore "G. Galilei" è un Reattore nucleare di ricerca del tipo a piscina, moderato e raffreddato ad acqua leggera, alimentato con Uranio arricchito al 90% di U235 ed in grado di funzionare alla potenza di 5 MW_{th}.

Il Reattore ha raggiunto la criticità il 4 Aprile del 1963 ed è rimasto in esercizio fino al 7 Marzo del 1980.

L'attuale assetto del Reattore è quello conseguente allo spegnimento definitivo.

Nel 2007 sono state autorizzate dal Ministero della Difesa le operazioni di disattivazione dell'intero impianto, che ad oggi hanno riguardato:

- 2008 (Fase 0) - Smantellamento del circuito secondario e dell'impianto di trattamento delle acque di alimentazione del secondario.
- 2010 (Fase 0) - Smantellamento e condizionamento di materiale fortemente attivato e contaminato presente nella piscina del Reattore (barre di controllo, elementi riflettori, tappi piastra matrice, attrezzature sperimentali).
- 2013-2014 (Fase 1) - Trattamento e allontanamento dell'acqua della piscina e dei serbatoi di accumulo (750 m³ circa); taglio e condizionamento di tutto il materiale attivato e contaminato, mobile e fisso presente ancora in sala vasche.
- 2015-2018 (Fase 2) - Smantellamento, trattamento e condizionamento del circuito primario, dell'impianto raccolta effluenti liquidi radioattivi e dell'impianto di purificazione attiva.
- 2020 (Fase 3) – Smantellamento e caratterizzazione radiologica del camino dell'impianto di ventilazione e filtrazione dell'edificio Reattore.

Le successive fasi in cui si articoleranno le operazioni di disattivazione, programmate senza soluzione di continuità sulla base delle risorse finanziarie disponibili, riguarderanno lo smantellamento degli impianti convenzionali, la scarifica delle parti attive e/o contaminate delle pareti e del fondo della piscina e la decontaminazione dei locali contaminati, al fine di consentire il Rilascio Incondizionato dell'Edificio Reattore.

1. DESCRIZIONE DELL'IMPIANTO [1]

Il Reattore "G. Galilei" è un Reattore nucleare di ricerca del tipo a piscina, moderato e raffreddato ad acqua leggera, alimentato con Uranio arricchito al 90% e in grado di funzionare alla potenza di 5 MW_{th} (fig. 1). Ha raggiunto la 1^a criticità il 4 Aprile del 1963 ed è rimasto in esercizio fino al 7 Aprile 1980.

Il nocciolo del Reattore, costituito da elementi combustibili tipo MTR, (Material Testing Reactor), poteva scorrere su binari posti lungo i bordi della piscina e quindi essere trasportato in quattro diverse posizioni di funzionamento in corrispondenza di particolari attrezzature sperimentali.

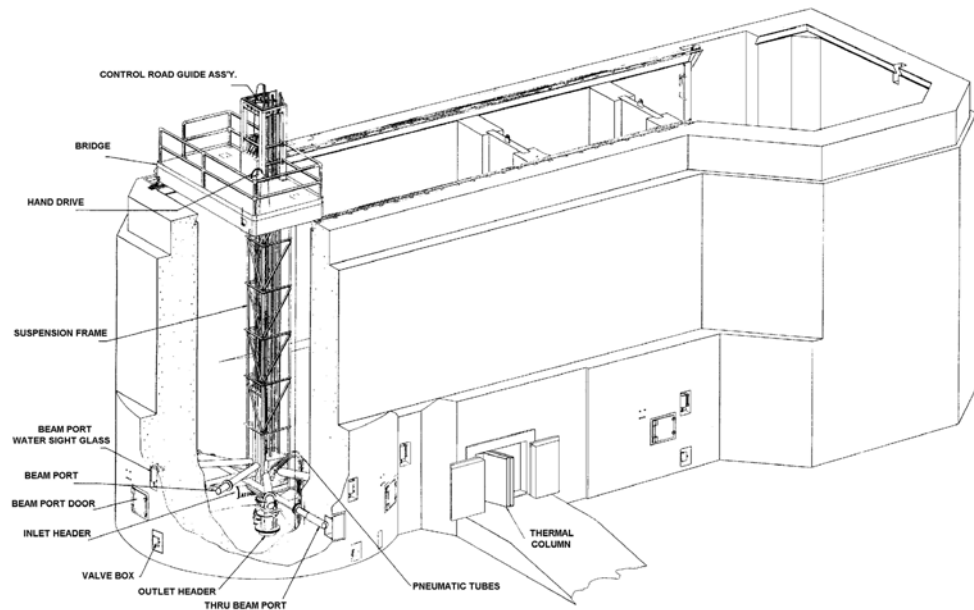
Il controllo del Reattore veniva realizzato mediante 6 barre di controllo in acciaio al boro, a comando magnetico.

Il calore prodotto dal nocciolo veniva asportato tramite un circuito di raffreddamento primario, un circuito secondario e torri di evaporazione.

Per quanto riguarda gli aspetti normativi, si ricorda che la gestione degli impianti nucleari è regolamentata in Italia dal DLgs 101/20 (Titolo IX), anche se l'art. 242 dello stesso Decreto prevede che in ambito Ministero Difesa la protezione dalle radiazioni ionizzanti sia disciplinata con alcune deroghe i cui dettagli sono rimandati a un Decreto attuativo attualmente in fase di aggiornamento. Tale Decreto è il DM 24/7/07, pubblicato il 16/10/2007 sulla GU n° 241. L'articolo 3 comma 1 c del citato DM prevede che «i provvedimenti di autorizzazione [...] concernenti [...] la disattivazione degli impianti nucleari ed il trasporto di materie radioattive» siano rilasciati dagli Stati Maggiori di Forza Armata. Conseguentemente i provvedimenti di autorizzazione relativi al decommissioning del reattore RTS-1 vengono rilasciati dallo Stato Maggiore della Marina (MARISTAT), mentre in ambito civile (art. 98-99-100 DLgs 101/20 smi) l'autorità competente è MISE (MIMIT). MARISTAT ha comunque deciso di avvalersi della

consulenza di ISIN per l'approvazione delle autorizzazioni, allo scopo di garantire un livello di sicurezza e controllo almeno pari a quello civile, nelle more della costituzione di un Organo interno alla Difesa avente il compito di fornire pareri tecnici vincolanti.

Fig. 1 – Impianto "G. Galilei": vista assonometrica della piscina.



2. STRATEGIA DI DISATTIVAZIONE [2], [3]

Obiettivo finale della disattivazione del Reattore RTS-1 è il *Rilascio Incondizionato* del sito, passando attraverso uno stadio di "*Custodia Protettiva Passiva*".

Il passaggio dallo stato di "fermata definitiva in attesa di disattivazione" (stadio di *Shutdown*) al momento in cui nel sito non esistono più rischi radiologici (stadio di *Rilascio Incondizionato*) avviene in virtù di azioni atte a ridurre la dose potenziale. Tra i due stadi citati spesso si interpone, come precedentemente accennato, uno stadio chiamato normalmente stadio di *Custodia Protettiva Passiva* al fine di consentire il decadimento dei radionuclidi presenti e quindi di ridurre la dose durante le successive fasi lavorative necessarie al raggiungimento dello stadio di *Rilascio Incondizionato*.

3. INVENTARIO DELLA RADIOATTIVITA' [4], [5], [6]

In tutti i materiali che sono stati sottoposti a flusso neutronico durante la vita di esercizio dell'Impianto è presente della radioattività residua. In particolare, essa si trova, oltre che negli elementi strutturali del nocciolo, in tutti i componenti che lo circondano e fino ad una certa profondità dello schermo biologico (pareti e fondo della piscina), nonché nelle strutture irrigate a fini sperimentali.

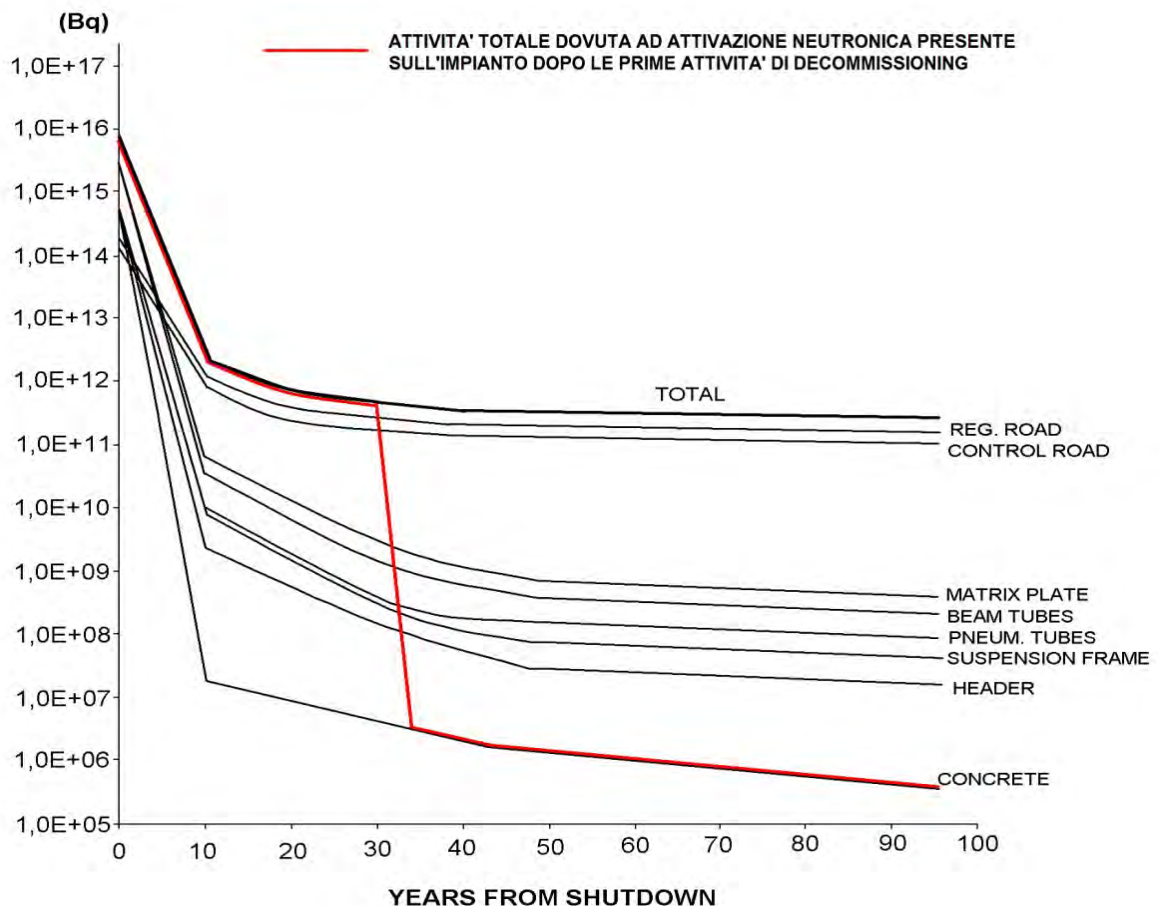
La valutazione dello stato di attivazione dell'impianto è stata effettuata sia per via teorica (mediante i codici SCALE4.1 per la determinazione del flusso neutronico e il relativo spettro energetico e ORIGEN-S per la determinazione dei valori di attivazione per i singoli componenti) che mediante campagne sperimentali di misure condotte negli anni '90.

I valori di attivazione sono stati calcolati all'istante di arresto definitivo e in corrispondenza di diversi intervalli di tempo da tale data (dopo 10, 16, 30, 50, 100 anni). A fine esercizio dell'impianto è stata calcolata un'attività totale, combustibile escluso, pari a 1.08×10^{16} Bq. A 30 anni dall'arresto (2010), tale attività si è ridotta a 4.46×10^{11} Bq. Nella tabella 1 e in figura 2 sono riportati i valori dell'attività residua presente sull'impianto all'atto dello spegnimento, prima della rimozione delle componenti presenti nella piscina del reattore e in tempi successivi.

Tab. 1: Attività totale allo spegnimento ed in tempi successivi.

Anni dallo spegnimento	0	16	30	50	100
Attività totale (Bq)	1.08×10^{16}	1.09×10^{12}	4.46×10^{11}	3.14×10^{11}	2.16×10^{11}

Fig. 2 - Andamento dell'attività in funzione del tempo dopo lo spegnimento.



Per le superfici accessibili (locali) è stata stimata una contaminazione media di circa 10 KBq/m^2 e per quelle non accessibili (pareti interne della piscina, serbatoi e primario) circa 50 KBq/m^2 . Le misure sperimentali condotte consentono di affermare che tale contaminazione è imputabile per il 50% ad emettitori identificabili mediante spettrometria gamma (essenzialmente ^{154}Eu , ^{137}Cs , ^{60}Co) e per il restante 50% a beta emettitori puri (essenzialmente ^{90}Sr).

I liquidi presenti nell'impianto erano quelli contenuti nella piscina del Reattore e nei serbatoi di raccolta degli effluenti liquidi radioattivi così caratterizzati:

- *piscina: ≈ 650 mc di acqua con attività specifica di ≈ 30 Bq/l;*
- *serbatoi: ≈ 50 mc di acqua con attività specifica di $300 \div 1000$ Bq/l*

4. DESCRIZIONE DELLE ATTIVITA' DI DISATTIVAZIONE [7], [8]

Le attività finora svolte possono classificarsi come quelle atte al completo raggiungimento dello stadio di *Custodia Protettiva Passiva*.

L'attuale assetto del reattore è quindi quello conseguente allo spegnimento definitivo del 1980, a seguito del quale è stato:

- allontanato il combustibile irraggiato (n° 85 elementi trasferiti all'impianto Eurex di Saluggia nel 1986);
- alienato il restante combustibile fresco (n° 35 elementi trasferiti al CERCA, (Francia) nel 2002).

Tutte le attività sopra elencate sono state svolte sotto il controllo del previsto organo di vigilanza Nazionale (oggi ISIN), EURATOM e IAEA.

Nel 2007 sono state autorizzate dal Ministero della Difesa le operazioni di disattivazione dell'intero impianto, che alla data attuale hanno riguardato:

- 2008 (Fase 0): Smantellamento del circuito secondario e dell'impianto di decationizzazione (fig 3).
- 2010 (Fase 0): Smantellamento e condizionamento di materiale fortemente attivato e contaminato presente nella piscina del Reattore (barre di controllo, elementi riflettori, tappi piastra matrice, attrezzature sperimentali).

Fig. 3: Impianto di decationizzazione e circuito secondario



- 2013-2014 (Fase 1): Trattamento dell'acqua della piscina e dei serbatoi di accumulo (750 m³ circa); smantellamento e condizionamento di tutto il materiale attivato e contaminato, mobile e fisso, che si trovava in piscina e in sala vasche (traliccio e piastra nocciolo, tubi irraggiamento, paratoie ecc.).

Fig. 4: Smantellamento di componenti interne alla piscina del Reattore



In tabella 2 è riportata l'attività dei componenti messi in sicurezza nelle operazioni suddette.

Tab. 2: Componenti attivati messi in sicurezza nel periodo 2010-2014

COMPONENTE	ATTIVITA' (Bq)
barre di controllo	1.79×10^{11}
barra di regolazione	2.59×10^{11}
piastra matrice	3.75×10^9
elementi riflettori	1.50×10^9
tappi piastra matrice	2.03×10^9
collettori di aspirazione del circuito primario	1.58×10^8
parte in piscina dell'impianto di posta pneumatica	6.12×10^8
tubi di irraggiamento	5.02×10^8
traliccio	4.44×10^8
TOTALE	4.45×10^{11}

Come si evince dalla precedente tabella, la quasi totalità della radioattività attribuibile ad attivazione neutronica, che corrisponde a circa il 90 % della radioattività totale presente, è stata rimossa dall'impianto con notevole abbattimento dei rischi radiologici.

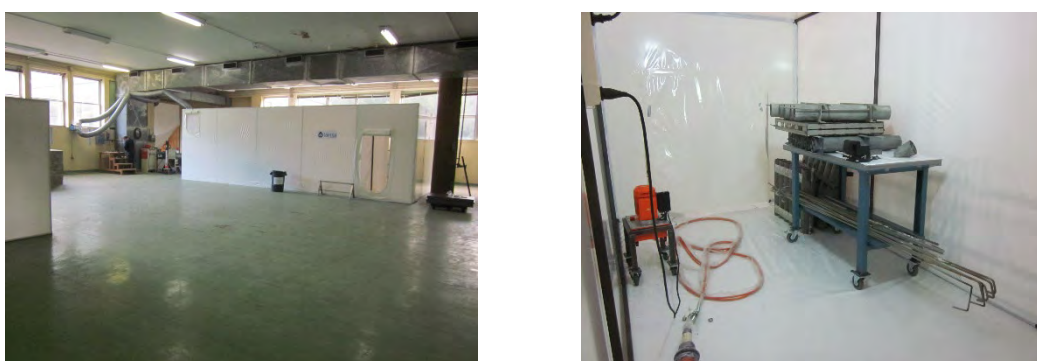
- 2015-2018 (Fase 2): Smantellamento, trattamento e condizionamento del circuito primario, dell'impianto raccolta effluenti liquidi radioattivi e dell'impianto di purificazione attiva.

Fig. 5: Impianto di purificazione attiva e circuito primario



Benchè le aree dell'impianto adibite alle operazioni di messa in sicurezza delle parti smantellate siano dotate di sistemi propri di ventilazione e filtrazione dell'aria, sono stati comunque realizzati ambienti confinati (SAS) con sistemi di filtrazione dell'aria in uscita, all'interno dei quali sono state svolte le operazioni di trattamento (riduzione di volume) e condizionamento (omogeneizzazione con malta cementizia all'interno di contenitori in acciaio) delle componenti smantellate (fig.6 e 7).

Fig. 6-7: Ambienti confinati (SAS) per le operazioni di messa in sicurezza.



Le attività che hanno richiesto particolare attenzione per il loro svolgimento sono state quelle riguardanti la messa in sicurezza delle barre di controllo e regolazione. Per queste componenti, le operazioni sono state svolte tutte in sala vasche, eseguendo le riduzioni di ingombro mantenendo le parti più attivate sotto battente d'acqua. Le successive operazioni di condizionamento sono state realizzate con l'interposizione di opportune barriere schermanti a protezione dei lavoratori. Al fine di evitare fenomeni di contaminazione ambientale delle aree operative, tutte le operazioni di taglio sono state realizzate con attrezzature operanti senza formazione di truciolo (cesoie idrauliche a comando remotizzato).

Molto importanti sono state anche le operazioni di trattamento e smaltimento delle acque presenti sull'impianto la cui composizione era la seguente:

- Piscina: ≈ 650 m³ di acqua con attività specifica di ≈ 130 Bq/l;
- Serbatoi: ≈ 50 m³ di acqua con attività specifica di $130 \div 600$ Bq/l

Obiettivo del rilascio delle acque è stato quello della "non rilevanza radiologica" ovvero:

- Dose efficace ≤ 10 μ Sv/anno

- Dose collettiva efficace nell'arco di un anno ≤ 1 Sv·persona

A tal fine è stato elaborato uno studio dell'impatto radiologico (formula di scarico), realizzato con il codice di Calcolo GENII 2, e la scelta operativa per l'abbattimento della radioattività è caduta su un sistema misto microfiltrazione + evaporazione/ricondensazione, che ha condotto ai risultati riportati in tabella 3.

Tab. 3: Componenti attivati messi in sicurezza nel periodo 2010-2014

	C_i (Bq/l)	FD	C_f (Bq/l)
H-3	7.39E+01	1	7.39E+01
Sr-90	2.19E+01	488	4.49E-02
Cs-137	4.45E+01	303	1.47E-01
U-235	5.79E-04	579	1.00E-06
U-238	2.74E-03	362	7.56E-06
Pu-238	2.42E-03	110	2.20E-05
*Pu-239	9.30E-03	344	2.70E-05
*Pu-240	9.30E-03	344	2.70E-05
Am-241	9.21E-03	400	2.30E-05
TOT.	1.40E+02		7,41E+01
TOT. (senza H-3)	6.64E+01		1,92E-01

C_i = concentrazione del radionuclide prima del trattamento

FD = fattore di abbattimento della radioattività

C_f = concentrazione del radionuclide dopo il trattamento

I volumi d'acqua sono stati rilasciati presso il Centro di raccolta di Pisa Sud e secondo un accurato Piano di Monitoraggio (fig.8) espletato da competenti organi interni e esterni (CISAM, ENEA, ARPAT e ISPRA). Ciò ha assicurato il raggiungimento dell'obiettivo preposto.

Fig. 6-7: Piano di campionamento CISAM-ENEA-ARPAT-ISPRA.



Sono altresì state intraprese azioni di confinamento della contaminazione residua con la realizzazione di una copertura della piscina e la flangiatura di tutte le penetrazioni che attraversano le pareti e il fondo delle vasche.

La dose collettiva attribuibile alle operazioni effettuate per il raggiungimento dello *Stadio di Custodia Protettiva Passiva* è risultata pari a circa 2 mSv legata essenzialmente alle attività in piscina per le operazioni su parti attivate.

5. ATTIVITA' FUTURE [7], [8]

Le successive fasi in cui si articoleranno le operazioni di disattivazione, programmate senza soluzione di continuità sulla base delle risorse finanziarie disponibili, riguarderanno:

- Fase 3, relativa allo smantellamento degli impianti convenzionali (demineralizzazione, ventilazione, aria compressa, posta pneumatica, acqua potabile, rete gas e impianto elettrico), e una
- Fase 4, riguardante la scarifica delle parti attive e/o contaminate delle pareti e del fondo della piscina e la decontaminazione dei locali contaminati, al fine di consentire il Rilascio Incondizionato dell'Edificio Reattore. In tale stadio viene meno ogni vincolo radioprotezionistico e quanto rimane dell'impianto può essere impiegato liberamente.

Al termine delle attività di decommissioning verrà prodotta *una Certificazione di Rilascio Incondizionato del Sito*, emessa da Ente/Istituto scientifico competente in materia (da scegliere tra ENEA, ARPA, ISIN o Istituti universitari) redatta sulla base di misurazioni eseguite su matrici ambientali prelevate nelle aree interessate dalle operazioni e comprovanti che i valori di attività specifica residui siano inferiori ai limiti previsti dalla normativa in vigore.

Bibliografia

- [1] *Open-Pool Research Reactor: Instruction Book*
The Babcock & Wilcox Company, New York, December 1960
- [2] *Decommissioning Handbook*
U.S. Department of Energy, DOE/EM-0142 P, March 1994
- [3] *Handbook on Decommissioning of Nuclear Installations*
European Commission EUR 16211 EN, Luxembourg, 1995
- [4] *Reattore Galileo: Inventario della Radioattività Dovuta ad Attivazione Neutronica*
M. Genova, E. Penno, G. Vimercati - Rapporto CISE, Milano, Luglio 1996
- [5] *Reattore Galileo: Inventario della Radioattività Dovuta ad Attivazione Neutronica: Misure Sperimentali*
A. Boschi, E. Cimini, L. Parraccone, A.M. Spano - Rapporto CISAM, S. Piero a Grado, Ottobre 1996
- [6] *Reattore Galileo: Inventario Radioattività: Contaminazione di Superfici*
F. Pagni, V. Sabbatini, - Rapporto CISAM, S. Piero a Grado (Pisa), Giugno 1995
- [7] *Reattore Galileo Galilei: Piano Globale di Disattivazione*
A. M. Spano, F. Pagni, V. Sabbatini, E. Cimini, Rapporto CISAM, S. Piero a Grado (Pisa), Marzo 1998
- [8] *Reattore Galileo Galilei: Piano delle Operazioni per il Raggiungimento dello Stadio di Custodia Protettiva Passiva (Rev. 2)*
A. M. Spano, F. Pagni, E. Cimini, - Rapporto CISAM, S. Piero a Grado (Pisa), Marzo 2003

The Radioprotection Consideration and Measurements for the Ion Implanter of Proton/Boron 400 keV/AMU for industries

Giorgio Russo^{1,2*}, Santi Spartà^{2*}, Fabio Giubilante³, Mario Bertolini³, Massimo Cantiano³

¹Institute of Bioimaging and Complex Biological Systems – National Research Council (IBSBC-CNR), Cefalù Unit (PA), Italy

²Radiation and Robotic, Acireale (CT), Italy

³STMicroelectronics, Catania (CT), Italy

giorgio-russo@cnr.it

*shared first authorship

Abstract

To manufacturing of some electronic components, the production process includes ion implantation using some light ions and protons.

The Ion implanters produce ions beams that can strike tool components producing bremsstrahlung photons. Moreover, irradiation of protons into solid states generates nuclear reactions already at relatively low energies. That is relevant for materials used for equipment parts such as beamlines, apertures, end station assemblies as well as for deposited layers of implantation species, a critical issue for hybrid tools. For hydrogen implantation the $^{11}\text{B}(p, \gamma)^{12}\text{C}$ reaction with a cross-section of 0,16 mb starts at 163 keV. Above 220 keV is the threshold for numerous other (p, γ) reactions of trace elements. The value energy for $^{29}\text{Si}(p, \beta^+)^{30}\text{P}$ reactions is 362 keV, followed by a subsequent β^+ decay $^{30}\text{P} \rightarrow ^{30}\text{Si} + \beta^+ \rightarrow 511$ keV with an half-life, $T \sim 2,5$ min. In hybrid protons/boron tools, a system able to accelerate proton and boron both, a layer of boron can grow on some tool components, like Faraday cup, increasing, during the tool lifetime, the probability to generate γ rays of energy (429 keV) for the $^{11}\text{B}(p, \gamma)^{12}\text{C}$ reaction.

To obtaining the radioprotection goal, in the STMicroelectronic facility of $0.5 \mu\text{Sv/h}$ at 5 cm from any points around the tool, a dose mapping around the tool must be measured in the manufacturing configuration, using the maximum parameters (beam energy and dose on the wafer), and in the worst case, also, considering the boron layer growing on tool components. The worst case has been simulated by installing a boron piece directly inside the Faraday Cup. Additional shielding must be added to obtain the radioprotection goal, in the worst case (Boron inside the Faraday Cup). Moreover, the wafer radioactivation must be evaluated and measured to define safety management of it.

The results of experimental data measured on the EXCEED400 HY tool, proton/boron/phosphorous ion implanter at 400 keV/AMU, of Nissin Ion Equipment Co. show that a dose rate over the radioprotection goal, $0.88 \mu\text{Sv/h}$ at 5 cm, was measured only in the external point close to the Faraday cup and only using the boron block inside it.

In conclusion, we suggest to add shield on the panel close to Faraday Cup to avoid any radiation worst case.

Monitoraggio della radioattività in aria, applicazione della norma ISO 16639:2019 e ottimizzazione della sorveglianza radiologica

G. Iurlaro¹, E.L. Chilug¹, F. Rodari², G. Boschi², M. Prata¹, C. Requejo Coronado¹, G. Verdalay¹, G. Bilancia¹, L. Fornara¹, G. Merla², C. Tinè², M. Cecchini², F. Gueli¹, G. Magrotti¹

¹Joint Research Centre of the European Commission, Via Enrico Fermi, 2749, Ispra, Italy

²ONET TECHNOLOGIES ND, Stab. Italia DDA

Giorgia.IURLARO@ec.europa.eu

Riassunto

Nelle aree in cui vengono manipolati o immagazzinati radionuclidi o rifiuti radioattivi è essenziale stimare la concentrazione di attività delle sostanze radioattive aerodisperse al fine di valutare il rischio di contaminazione. Questo studio descrive un programma di sorveglianza per la contaminazione in aria utilizzando il metodo di raccolta di particolato su filtro e le misure radiometriche eseguite nel laboratorio del Servizio di Radioprotezione e Laboratori del JRC-Ispra. Sono stati presi in considerazione il livello di rischio delle aree, i punti con maggiore probabilità di rilascio in funzione della tipologia di materiale radioattivo presente e il limite di rivelabilità per il programma di campionamento definito. I risultati sottolineano le caratteristiche ottimali del metodo di campionamento, come l'efficienza del filtro, la portata della pompa, il tempo di campionamento minimo e/o il volume per il singolo campione. Per evitare le interferenze nei valori misurati dovuti alla progenie del radon sono stati acquisiti e valutati i dati di misura per diversi intervalli di tempo di attesa dal termine del campionamento. Secondo i dati ottenuti e la norma ISO 16639:2019, è stata quindi valutata l'adeguatezza del programma di campionamento sulla base dei risultati delle misure alfa e beta totale e spettrometria gamma.

1. INTRODUZIONE

L'Organizzazione Internazionale per la Standardizzazione (ISO) fornisce linee guida e standard per garantire pratiche di monitoraggio coerenti e affidabili a livello globale. L'ISO 16639:2019 (ISO 16639, 2019) stabilisce requisiti e raccomandazioni complete per il monitoraggio delle sostanze radioattive aerodisperse. Questo standard mira a stabilire uniformità nelle pratiche di monitoraggio, garantendo alti livelli di sicurezza e protezione nelle aree di stoccaggio dei rifiuti radioattivi.

La ISO 16639:2019 è un riferimento essenziale poiché fornisce un quadro strutturato per la sorveglianza delle sostanze radioattive aerodisperse, affrontando aspetti critici come i metodi di campionamento, le tecniche di rilevamento, l'analisi dei dati e la reportistica. Aderendo a questo standard, le strutture nucleari possono raggiungere diversi obiettivi chiave, come la garanzia di sicurezza, la conformità normativa, la protezione ambientale e l'efficienza operativa.

I metodi dettagliati dall'ISO 16639:2019 includono l'uso di dispositivi di campionamento dell'aria, rilevatori e tecniche di laboratorio analitiche. I dispositivi di campionamento dell'aria raccolgono particelle aerodisperse per un periodo specifico, che vengono poi analizzate per determinarne il contenuto di radioattività. I rilevatori di contaminazione radioattiva in tempo reale forniscono letture immediate dei livelli di contaminazione, consentendo interventi tempestivi in caso di anomalie. Sebbene più dispendiose in termini di tempo, le tecniche analitiche di laboratorio offrono misurazioni precise delle concentrazioni di attività e la possibilità di distinguere tra radionuclidi di origine artificiale e naturale.

Questo studio mira a valutare e migliorare i metodi di sorveglianza delle concentrazioni di attività delle sostanze radioattive aerodisperse nelle aree di stoccaggio dei rifiuti radioattivi, seguendo specificamente le indicazioni della ISO 16639:2019.

Gli obiettivi principali sono:

- **Valutazione:** valutare le prestazioni e l'accuratezza delle tecniche di sorveglianza esistenti;
- **Identificazione:** identificare i limiti operativi associati ai sistemi di monitoraggio attualmente a disposizione;
- **Sviluppo:** sviluppare e testare nuove metodologie o migliorare le tecnologie esistenti per aumentare la sensibilità e l'affidabilità;
- **Raccomandazioni:** fornire raccomandazioni a migliorare le pratiche nella sorveglianza delle sostanze radioattive aerodisperse, assicurando l'allineamento con l'ISO 16639:2019.

Attraverso l'applicazione dell'ISO 16639:2019, questo studio mira a migliorare la sicurezza dei lavoratori impiegati nelle operazioni di gestione dei rifiuti radioattivi. Le tecniche ottimizzate di sorveglianza porteranno a un miglioramento della radioprotezione per i lavoratori e il pubblico e garantiranno la conformità agli standard normativi rafforzando la sicurezza nella gestione dei rifiuti radioattivi. In definitiva, questa ricerca mira a supportare lo sviluppo di una procedura di sorveglianza più robusta e affidabile per salvaguardare dai rischi associati alla contaminazione radioattiva aerodispersa nelle aree di stoccaggio dei rifiuti radioattivi.

2. MATERIALI E METODI

La strategia utilizzata per determinare il posizionamento dei campionatori dipende da diversi fattori, come lo scopo del campionamento, il rischio radiologico, la complessità dell'ambiente in cui si effettua il campionamento, le caratteristiche del sistema di ventilazione, la posizione dei punti più significativi al fine della identificazione di probabili rilasci di contaminazione in aria.

Le tecniche di misura di laboratorio impiegate in questo lavoro sono il conteggio alfa e beta totale e la spettrometria gamma dei filtri di raccolta del particolato.

2.1 MATERIALI

Il campionamento delle sostanze aerodisperse è stato effettuato con il campionatore d'aria Staplex® (The Staplex Company, Inc., USA) posizionato a 1 m dal suolo con una portata di aspirazione di 1 m³/min. La raccolta del particolato è stata eseguita utilizzando un filtro in fibra di vetro borosilicato (Whatman™ GF/A grade, Cytiva) con un diametro di 100 mm, la sua efficienza di raccolta è del 98% con pori di dimensione 1,6 µm. Inoltre, è stato utilizzato anche un filtro in cellulosa (con l'80% di efficienza di raccolta stimata) come definito dalla procedura standard impiegata per il monitoraggio dei locali del JRC-Ispira allo scopo di confrontare le diverse metodologie di campionamento.

La misura alfa e beta totale è stata eseguita utilizzando un Ludlum Model 3030 Alpha-Beta Sample Counter. Lo strumento utilizza un rivelatore a scintillazione plastico con ZnS (Ag) per il conteggio simultaneo di alfa e beta. Altre caratteristiche includono una finestra di Mylar alluminato da 0,4 mg/cm² con un'area attiva di 20,3 cm². Il rivelatore è dotato di una schermatura di piombo da 60 mm di spessore delle pareti con un vassoio per campioni in acciaio in grado di contenere filtri di campionamento d'aria fino a 120 mm di diametro. Questa configurazione consente una misura a basso fondo ambientale (con valori medi di 0,6 cpm per le particelle alfa e 95 cpm per le particelle beta) e un'efficienza 4π del 15,8% per particelle alfa (per Pu-239) e del 28,2% per particelle beta (per Sr-90).

La spettrometria gamma è stata eseguita con il modello GCDX-40200 High Purity Germanium Detector (HPGe) prodotto da Baltic Scientific Instruments (BSI). Il sistema include un HPGe raffreddato elettricamente, protetto da una schermatura di piombo a basso fondo e un Analizzatore Multicanale (MCA) per l'acquisizione degli spettri. Il rivelatore è un cristallo di germanio iperpuro (HPGe) coassiale di tipo *p* con una finestra in fibra di carbonio e un'efficienza relativa del 40%. Il sistema ha un'alta risoluzione (1,806 keV a 1,33 MeV - Co-

60) ed è supportato da un analizzatore con 32768 canali. Il range di energia va da 50 keV a 3000 keV e la calibrazione energia-canale è eseguita utilizzando una sorgente multigamma contenente Am-241, Cs-137, Co-60 e Eu-152.

2.2 METODI

La campagna di misura oggetto del presente lavoro è stata effettuata in un'area di stoccaggio di rifiuti radioattivi del JRC e i punti di campionamento sono stati stabiliti sulla base del livello effettivo di occupazione delle superfici calpestabili e della loro vicinanza ai fusti stoccati. L'area totale di campionamento è stata determinata sottraendo all'area del locale la superficie già occupata dai fusti. Tale calcolo ha consentito di definire il numero totale di punti di campionamento e il volume minimo d'aria richiesto.

La norma ISO 14644 stabilisce le formule da utilizzare per il campionamento di uno spazio chiuso, assicurando che il metodo di campionamento raccolga il numero minimo di particelle della dimensione massima caratteristica di ogni classe (ISO 14644-2, 2015). Poiché un locale di stoccaggio come quello in esame, non ventilato, non può essere classificato come area pulita di alto grado, ci si aspetta di trovare un numero molto elevato di particelle aerodisperse in questi locali. Considerando la classe ISO 9 (ISO 14644-2, 2015), si è determinato il numero minimo di punti di campionamento e il volume minimo di raccolta per punto.

Inoltre, secondo la norma ISO 16639:2019 la sensibilità delle tecniche di monitoraggio deve essere valutata per garantire che il programma di campionamento raggiunga gli obiettivi definiti (ad esempio, mantenere le esposizioni al di sotto di un obiettivo ALARA). La capacità minima di rilevamento per il programma di campionamento è quindi strettamente collegata sia agli scopi del campionamento stesso sia all'esposizione potenzialmente non rilevata (PME) agli agenti contaminanti aerodispersi.

2.3 OPERAZIONI PRELIMINARI

Il metodo di campionamento prevede diversi passaggi chiave e considerazioni per garantire una raccolta accurata e affidabile degli agenti contaminanti aerodispersi:

- **Selezione del punto di campionamento:** è stata selezionata un'area all'interno del locale di stoccaggio di rifiuti radioattivi rappresentativa della qualità generale dell'aria, sono stati considerati fattori come la vicinanza alle potenziali fonti di sostanze radioattive aerodisperse e postazioni occupate dal personale (NISP-RP-003, 2018). L'ambiente di riferimento ha un basso fattore di occupazione poiché le attività lavorative in questi luoghi sono limitate alla gestione della sicurezza e alla movimentazione dei fusti. Il tempo di esposizione reale per i lavoratori è valutato inferiore a 400 ore all'anno.
- **Selezione del filtro:** i filtri ad alta efficienza come quelli in fibra di vetro sono preferibili per il particolato con rischio contaminazione radioattiva. Si è scelto quindi di utilizzare un filtro in fibra di vetro da confrontare con il filtro in cellulosa impiegato in precedenti campagne di misura. Per ogni tecnica di campionamento sono stati analizzati anche filtri puliti (campione bianco di riferimento) per garantire la coerenza nel processo di campionamento ed analisi.

2.4 CAMPIONAMENTO

Il filtro selezionato è stato posizionato nel portafiltro del prelevatore, verificando l'assenza di perdite d'aria (ISO 14644-2, 2015).

Secondo la norma ISO 14644-2, per le aree investigate, il numero minimo di punti di campionamento calcolato è 33, con un volume di 1 m³/campione. Tuttavia, per ottenere una migliore sensibilità in termini di limite di rivelabilità (Tabella 2) si è scelto di ridurre il numero di campioni da 33 a 10 e di aumentare il volume raccolto da 1 m³/campione a 7,5 m³/campione. In questo modo è possibile ridurre il limite di rivelabilità (*Detection Limit*, DL) a valori inferiori rispetto ai livelli derivati di contaminazione dell'aria, come descritto nel §2.6.

In Figura 1 e Figura 2 sono rappresentati rispettivamente i 10 punti selezionati per il campionamento nell'area di stoccaggio dei rifiuti radioattivi e i tre punti di campionamento per il confronto tra la procedura standard e la nuova procedura.

Figura 1: Area di stoccaggio dei rifiuti radioattivi e punti di campionamento dell'aria con nuova procedura di campionamento (rettangoli numerati)

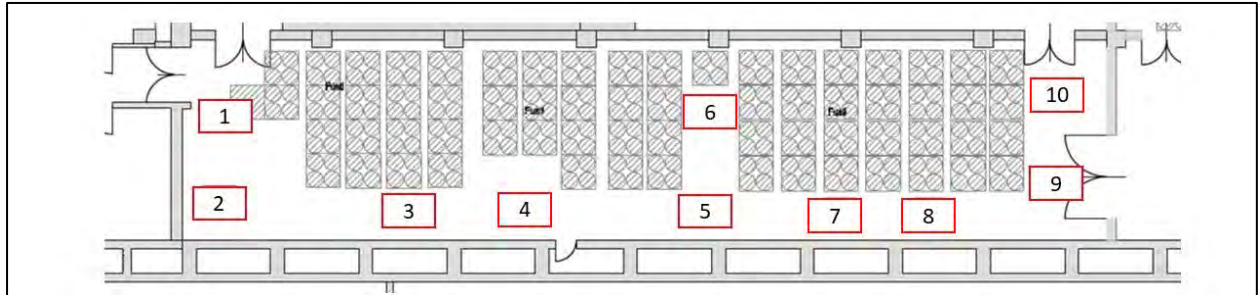


Figura 2: Area di stoccaggio dei rifiuti radioattivi e indicazione dei punti di campionamento dell'aria per il confronto tra procedura standard di campionamento e nuova procedura (rettangoli numerati).



Per consentire il decadimento dei progenitori di ^{222}Rn e ^{220}Rn (ISO 16639, 2019) i campioni prelevati sono stati analizzati 24 ore, 48 ore, 71 ore e, 30 giorni dopo il prelievo per confermare la presenza o l'assenza di eventuali radionuclidi di origine artificiale.

2.5 METODOLOGIE DI MISURA

Il conteggio totale per alfa e beta emettitori è stato eseguito misurando ogni filtro seguendo l'ordine di campionamento. Una misurazione di fondo è stata acquisita giornalmente, prima di ogni lotto di campioni, eseguita sia con un filtro non utilizzato (campione bianco di riferimento) sia senza alcun filtro nel portacampioni (riferimento di fondo dello strumento). Ogni acquisizione di fondo è durata 300 secondi, mentre i campioni sono stati analizzati con misurazioni ripetute di 180 secondi per almeno 5 ripetizioni.

Le misurazioni di spettrometria gamma sono state eseguite subito dopo il conteggio alfa e beta, seguendo nuovamente la sequenza di campionamento. Per evitare di contaminare il rivelatore o la camera di misura, i filtri sono stati misurati in un sacchetto di plastica sottile e posizionati a contatto con la finestra del rivelatore. Il fondo dello strumento è stato acquisito nella stessa configurazione, utilizzando un filtro bianco, e l'acquisizione è durata 3600 secondi (real time). Ogni misurazione di campione è stata eseguita per 3600 secondi (real time) e confrontata con lo spettro di fondo per valutare la presenza di radionuclidi naturali.

2.6 LIVELLI DERIVATI DI CONTAMINAZIONE DELL'ARIA

I livelli derivati di contaminazione dell'aria sono stati calcolati utilizzando lo stesso approccio del DAC (Derived Air Concentration) definito nella norma ISO 16639:2019. Essi sono definiti come la quantità di concentrazione radioattiva nell'aria (Bq/m^3) che, se inalata per un anno di lavoro, comporterebbe l'inalazione di una quantità di attività per ogni radionuclide tale da portare al raggiungimento dei vincoli di dose fissati.

I livelli di contaminazione dell'aria derivati sono stati stabiliti come segue:

- Il **livello di registrazione** (L-reg) per le misurazioni della contaminazione dell'aria è pari al limite di rivelabilità della tecnica di misurazione (DL).
- Il **livello di indagine** (L-ind) è calcolato in base all'equazione (1) per i singoli radionuclidi, fissando, dove possibile, una dose massima impegnata dovuta all'inalazione pari a 1 mSv/anno.
- Il **livello di intervento** (L-int) è calcolato in base alla stessa equazione (1) per i singoli radionuclidi, considerando una dose efficace impegnata massima dovuta all'inalazione pari a 6 mSv/anno.

I livelli derivati ($L_{i,j}$) per la contaminazione dell'aria per il radionuclide specifico j in Bq/m^3 sono:

$$L_{i,j} = \frac{D_i}{R \cdot \Delta t \cdot h(g)_{j,inh}} \quad \text{Eq.(1)}$$

Dove:

- i è associato ai livelli di indagine o di intervento;
- D_i [Sv] è il valore di riferimento della dose efficace impegnata;
- R è il tasso di respirazione fissato a $1,2 m^3/h$;
- Δt è il numero di ore lavorate in un anno, pari a 2000 ore;
- $h(g)_{j,inh}$ [Sv/Bq] è il coefficiente di dose impegnata per i lavoratori per unità di introduzione dovuta al radionuclide j con un AMAD pari a $5 \mu m$, secondo ICRP 137 (ICRP 137, 2017) e ICRP 141 (ICRP 141, 2019).

Tabella 1: Livelli derivati per la contaminazione dell'aria applicato alle aree controllate del JRC-Ispra ai sensi del D.Lgs.101/2020.

Livelli derivati per la contaminazione dell'aria				
NUCLIDE	Tipo di assorbimento	L-reg [Bq/m^3]	L-ind [Bq/m^3]	L-int [Bq/m^3]
Cs-137 (β/γ)	F	DL	4,5E+01	2,7E+02
Am-241 (α)	M	DL	5,2E-02	3,1E-01

Nella seguente Tabella 2 vengono riportati i limiti di rivelazione per le varie procedure analizzate.

Tabella 2: Limiti di rivelazione per le diverse procedure di misura della contaminazione in aria considerate.

Limite di rivelazione (DL)						
	ISO 16639:2019 [1m ³ /campione]		Nuova procedura [7,5m ³ /campione]		Procedura Standard [10m ³ /campione]	
	Filtro in fibra di vetro		Filtro in fibra di vetro		Filtro di cellulosa	
Nuclide	DL [Bq/m ³]	% L-ind	DL [Bq/m ³]	% L-ind	DL [Bq/m ³]	% L-ind
Cs-137 (β/γ)	1,1E+00	2,4%	1,5E-01	0,33%	1,3E-01	0,30%
Am-241 (α)	1,6E-01	>100%	2,1E-02	40%	1,9E-02	37%

È possibile notare che nel caso della procedura derivata direttamente dalla norma ISO 16639:2016, che prevede un campionamento minimo di 1m³, il limite di rivelazione per alfa emettitori non sia sufficiente a garantire valori inferiori al livello di indagine fissato. Inoltre, dal confronto tra vecchia e nuova procedura, è possibile notare che i valori del limite di rivelazione non variano sensibilmente nonostante la riduzione del volume campionato.

3. RISULTATI E DISCUSSIONE

Dopo la raccolta dei filtri, questi sono stati analizzati con conteggi totali alfa e beta a diversi intervalli di tempo. Secondo la norma ISO 16639:2019, si raccomanda che il conteggio totale alfa e beta venga eseguito circa 24 ore dopo il campionamento per consentire il decadimento della maggior parte dei progenitori del radon a livelli trascurabili.

In Figura 3 e Figura 4 si riportano rispettivamente le misure di conteggio alfa totale e beta totale dopo 24 ore, 48 ore, 71 ore e 30 giorni per i campionamenti eseguiti nei punti indicati in Figura 1 con il filtro in fibra di vetro.

In Figura 4 e Figura 6 si riportano i confronti tra i risultati ottenuti con la nuova procedura di campionamento e la procedura standard, rispettivamente riferite ai punti 4new e 5new e 5old della planimetria in Figura 2. Le misure di conteggio alfa totale e beta totale sono state valutate dopo 24 ore e 48 e sono state confrontate con i rispettivi livelli derivati di intervento in termini percentuali.

Figura 3: Risultati del conteggio alfa totale a diversi intervalli di tempo post campionamento.

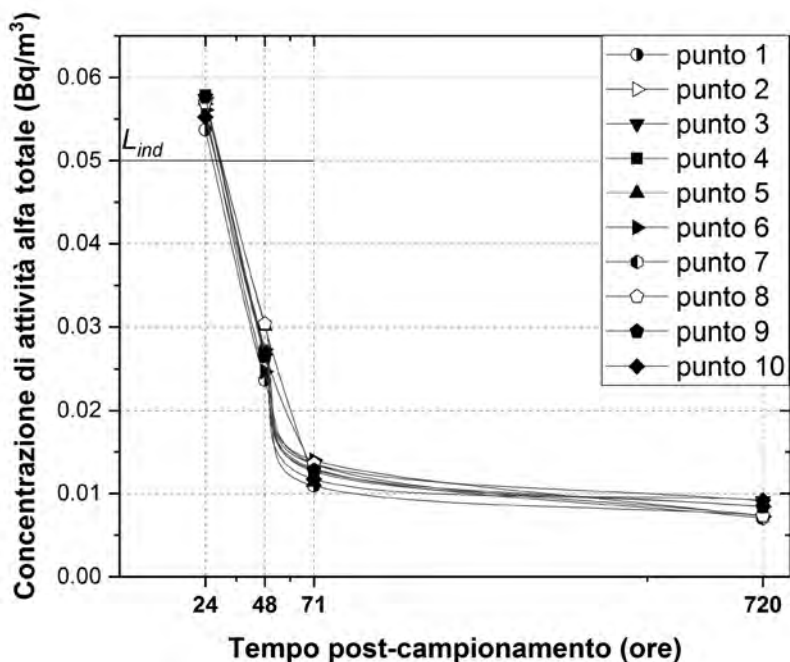


Figura 4: Risultati del conteggio alfa totale a diversi intervalli di tempo post-campionamento per i punti 4 e 5 eseguiti con filtri in fibra di vetro e con la nuova procedura di campionamento e il punto 5old eseguito in accordo con la procedura standard di campionamento con filtro in cellulosa. Confronto delle concentrazioni di attività con il L-ind.

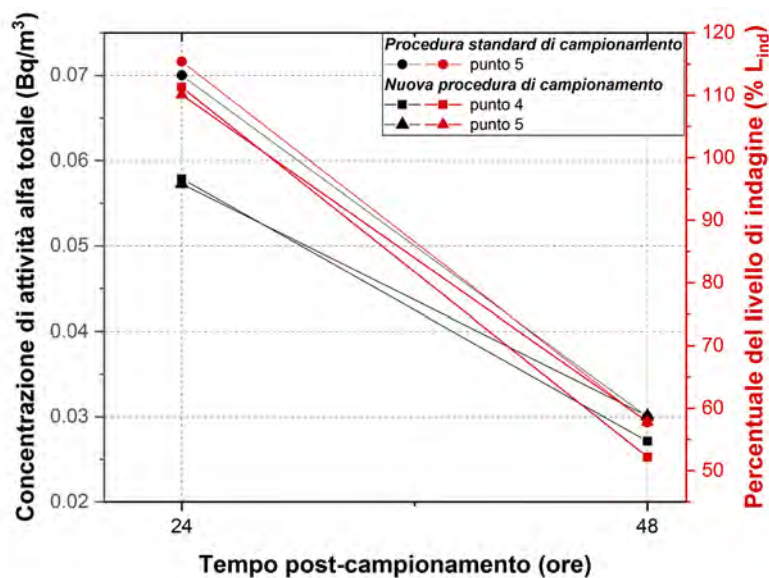


Figura 5: Risultati del conteggio beta totale a diversi intervalli di tempo post-campionamento.

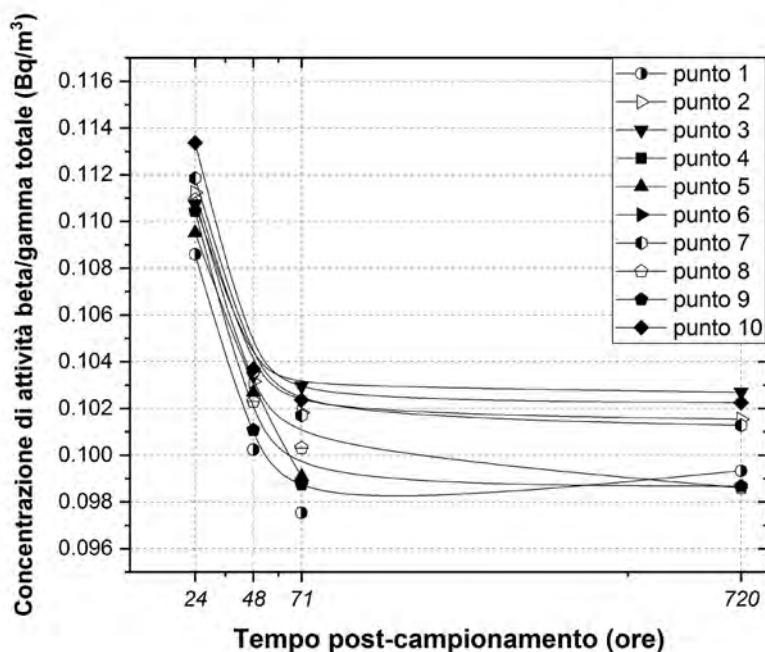
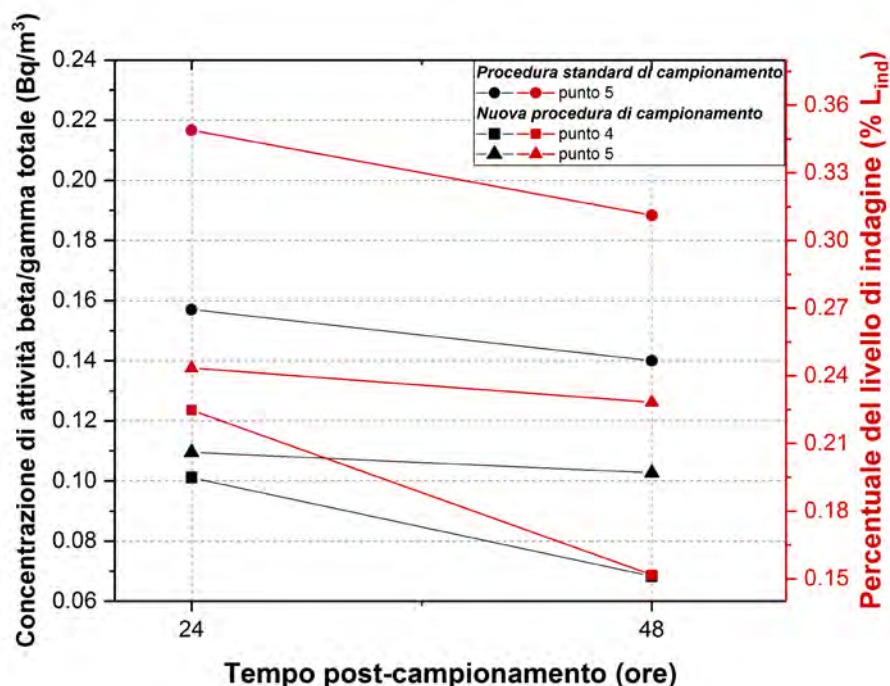


Figura 6: Risultati del conteggio beta totale a diversi intervalli di tempo post-campionamento per tre filtri. Confronto delle concentrazioni di attività con il L-ind.



In base ai risultati ottenuti, si può osservare in Figura 3 che dopo 24 ore la concentrazione di attività alfa totale è ancora superiore al livello di indagine definito ($L_{ind} = 0,05 \text{ Bq/m}^3$), mentre dopo 48 ore, la concentrazione di attività scende significativamente e, dopo 71 ore, raggiunge valori confrontabili con i valori minimi registrati dopo 720 ore.

Sul canale di misurazione dei radioisotopi emettitori beta (Figura 5) la concentrazione di attività dei campioni è sensibilmente inferiore rispetto al limite di indagine ($L_{ind} = 45 \text{ Bq/m}^3$) e quindi, indipendentemente dal momento dell'analisi, i valori ottenuti non mettono in discussione il livello di contaminazione dell'aria nel locale di stoccaggio ma, anche per questa

misura, dopo 71 si ottengono i valori minimi registrati equivalenti ai dati minimi ottenuti dopo 720 ore.

Nel grafico in Figura 4 la concentrazione di attività sul canale alfa a 24 ore supera il limite di indagine ma dopo 48 ore scende al di sotto di esso. Dal confronto tra le due procedure si osserva che il campionamento con filtro in fibra di vetro garantisce una migliore risposta già a 24 ore dal campionamento in termini di rapporto con il livello di indagine.

Nel caso della concertazione di attività beta totale (Figura 6) il massimo registrato per la nuova procedura è del 24% del limite di indagine da confrontare con il 35% del limite di indagine della procedura standard.

Le stesse considerazioni rimangono valide anche valutando i risultati alla luce dell'incertezza associata alle procedure di misura. L'incertezza composta tiene conto dell'incertezza sul volume di campionamento, sull'efficienza del filtro utilizzato, l'incertezza associata alla misura del filtro e della variabilità intrinseca del campionamento. Si stima per entrambe le concentrazioni di attività l'incertezza composta percentuale dell'ordine del 25% per le misure beta e del 35% per le misure alfa.

In aggiunta alle misure alfa e beta totali sono state eseguite anche misure tramite spettrometria gamma. La procedura prevede una misura qualitativa dei filtri in spettrometria gamma al fine di confermare l'assenza di radionuclidi artificiali gamma emettitori ed in caso di riscontro positivo di ricorrere a misure più accurate per valutare la concentrazione di attività campionata sul filtro.

Per tutti i campioni analizzati non è stata riscontrata alcuna presenza di gamma emettitori di origine artificiale.

CONCLUSIONI

Questo studio ha dimostrato l'efficacia del programma di campionamento dell'aria per la rilevazione della contaminazione radioattiva in una struttura di stoccaggio di rifiuti radioattivi. Attraverso l'applicazione delle linee guida ISO 16639:2019, sono stati stabiliti livelli di sensibilità adeguati al rischio specifico per tali ambienti di lavoro. Il numero di punti di campionamento è elevato e può considerarsi applicabile con una periodicità annuale. Un controllo spot è raccomandabile con periodicità mensile in pochi punti rappresentativi per l'area di stoccaggio. L'analisi dei campioni ha mostrato che, sebbene l'attività alfa inizialmente superi i livelli di indagine (imputabile al decadimento in corso dei progenitori del Radon), scende a livelli trascurabili entro 48-71 ore, pertanto per monitoraggi di routine è raccomandabile eseguire la misura dopo circa 71 ore (in assenza di segnalazioni di anomalie e incidenti). Le analisi gamma hanno confermato che le concentrazioni di radionuclidi gamma emettitori artificiali è inferiore al limite di rivelabilità della tecnica impiegata e ben al di sotto dei livelli di intervento. Questi risultati hanno quindi permesso di aggiornare la procedura standard per i monitoraggi di routine della contaminazione in aria nelle aree di stoccaggio e nei locali sottoposti a sorveglianza radiologica del JRC – Ispra.

Bibliografia

ICRP 137 - Occupational Intakes of Radionuclides: Part 3, vol. 46, (2017)

ICRP 141 - Occupational Intakes of Radionuclides: Part 4," 2019, vol. 48, (2019)

ISO 14644-2 - Cleanrooms and associated controlled environments, Part 2: Monitoring to provide evidence of cleanroom performance related to air cleanliness by particle concentration, (2015)

ISO 16639 - Surveillance of the activity concentrations of airborne radioactive substances in the workplace of nuclear facilities, (2019)

NISP-RP-003 - Radiological Air Sampling (NUCLEAR INDUSTRY STANDARD PROCESS Radiological Protection), (2018)

Sistema multifunzione per monitoraggio delle radiazioni in aria sia per sorveglianza ambientale routinaria che per allarme di emergenza

Maurizio Salmi

*Consulente internazionale per monitoraggio delle radiazioni e elettronica nucleare
Professore di Strumentazione e Misure Nucleari nell'Università
maurizio.salmi@rtsbox.com*

Riassunto

Come evoluzione di molti anni di esperienza specifica nel settore, si descrive il progetto sperimentale di un Monitore basato su filtro a nastro a lunga autonomia, che l'autore ha sviluppato per queste applicazioni circa dieci anni fa, e su due moderni sistemi di rivelazione (Rivelatore/Elettronica/MCA) sviluppati dall'autore sia per alfa/beta che per gamma (rivelazione di isotopi a lunga vita media e anche figli di Rn-222/Rn-220), con rivelatore aggiuntivo per l'intensità di dose gamma, il tutto per coprire la maggior parte dei compiti richiesti per il monitoraggio delle radiazioni "esterne", comprese quelle 'naturali'. Il Sistema prevede una cronologia multipla programmabile per coprire sia tempi brevi (ad esempio 10 minuti - early warning) che due tempi più lunghi (ad esempio 1 h e 24 h - tendenze e analisi approfondite, caratterizzazione ambientale, etc.). Un sistema in configurazione preliminare, ma completa, è stato testato sperimentalmente su tempi lunghi e tutti i risultati sono stati ritenuti soddisfacenti, soprattutto per quanto riguarda la stabilità e l'affidabilità a lungo termine, le caratteristiche statistiche e la ripetibilità, le sensibilità e le incertezze associate, sia per alfa/beta che per gamma, alle tre tempistiche di default. Il layout flessibile, riducibile o espandibile, è una ulteriore caratteristica importante.

1. INTRODUZIONE

Come ultima evoluzione di 45 anni di esperienza specifica nel settore tecnologico del monitoraggio della radioattività in aria, nel presente lavoro l'autore descrive il progetto sperimentale di un Monitore Multi-funzione basato su filtro a nastro ad estesa autonomia, che l'autore stesso ha sviluppato e fatto realizzare espressamente per queste applicazioni circa dieci anni fa, e su due moderni sistemi integrati di rivelazione ed analisi (Rivelatore/Elettronica/MCA) sviluppati e perfezionati, sempre dall'autore nel corso degli anni, sia per emettitori alfa/beta (rivelazione e analisi di isotopi a lunga vita media, ma anche dei discendenti di Rn-222/Rn-220), che per emettitori gamma (rivelazione e analisi di picchi gamma da 40 keV a 3 MeV), con dotazione di rivelatore aggiuntivo e auto-controllato per la misura continua dell'intensità di dose gamma, il tutto allo scopo di coprire, con ottima sensibilità, la maggior parte delle funzioni necessarie o utili per il monitoraggio continuo e periodico delle radiazioni 'in aria', comprese quelle 'naturali'. Sono stati testati diversi rivelatori moderni ed anche innovativi, alcuni dei quali sono tutt'ora in prova, per definire le configurazioni che possano ottimizzare e/o semplificare le caratteristiche del sistema. Per le prove sperimentali sono stati impiegati un tipo di rivelatore 'ruggedized' al Silicio (alfa/beta) e provati vari tipi di rivelatori a scintillazione (gamma), di opportune caratteristiche, tra cui scintillatori al Bromuro di Cerio e allo Ioduro di Stronzio [B1], [B2], [B3].

2. CARATTERISTICHE SIGNIFICATIVE DEL PROGETTO

Multicronologia del monitoraggio.

L'autore ha sviluppato un'operatività con cronologia multipla, programmabile, per coprire sia tempi brevi (ad es. 5 o 10 minuti – early warning) che due tempi più lunghi (ad es. 1 o 2 ore e 24 o 48 ore – tendenze e analisi approfondite, caratterizzazione ambientale, etc.). Il default prescelto è costituito dalla terna 10 minuti, 1 ora, 24 ore, il quale presuppone il rinnovo del filtro giornaliero. L'aggiornamento dei dati a livello locale è ottimizzato a 120 s (con allarmi in 'tempo quasi reale'), poi, quindi, si dispone dei dati memorizzati per le tre scale dei tempi, caratterizzate da diversa incertezza statistica.

Filtro a nastro di elevata autonomia e possibilità di utilizzazione di filtri singoli.

Si tratta di una caratteristica importante nel panorama tecnico attuale: viene utilizzato di base un filtro a nastro a lunga autonomia (nominalmente equivalente a 180 cosiddetti 'filtri virtuali' pur considerando la traccia di campionamento di superficie notevole e che quindi consente portate di campionamento importanti), ma è possibile utilizzare filtri circolari singoli gestiti manualmente, in analogia con quanto previsto per le sorgenti di test e calibrazione, per qualsiasi necessità: ad esempio, per certificare un'emergenza o una 'situazione' particolare, o, al limite, anche per ovviare all'eventualità della mancanza di nastri di ricambio [B4].

Design modulare a livello 'macro' e 'micro'.

La modularità (moduli macro a livello principale/esterno e moduli-sottosistemi a livello secondario/interno) e la standardizzazione dell'architettura di montaggio (armadio rack o skid o altro, cavi, connettori, etc.) è una caratteristica importante per garantire l'affidabilità funzionale e fisica, riducendo anche i tempi di fermo dovuti a eventuali guasti, poiché sostituire moduli è più efficiente e rapido rispetto alla riparazione tradizionale. Questo design modulare, derivante dall'esperienza, massimizza l'accessibilità, la durata e la disponibilità dell'insieme e dei singoli sottosistemi, oltre a minimizzare la necessità di interventi di manutenzione di carattere rilevante.

HW/SW rinnovato e moderno, ma ben collaudato.

L'autore ha rinnovato il progetto di questa famiglia di monitori periodicamente, dopo i primi sviluppi di circa 45 anni fa. Il progetto HW/SW è pertanto ben collaudato in campo attraverso molte applicazioni, e nello stesso tempo usufruisce di moderna tecnologia ritenuta compatibile e migliorativa rispetto ai principi tecnico-funzionali provati in campo.

Elettronica nucleare di tipo dedicato.

L'uso per alfa/beta e gamma di un processore di monitoraggio sviluppato dall'autore e basato su un microprocessore industriale rapido e collaudato in molteplici applicazioni, che include amplificatore/formatore, analizzatore multicanale, e funzioni ausiliarie espressamente dedicate al campionamento e monitoraggio della contaminazione radioattiva dell'aria, è una caratteristica molto importante perché finalizzata all'applicazione specifica, provata in campo negli anni su circa 2500 unità) e caratterizzata da ottimi dati sperimentali riguardanti la problematica dei guasti (MTBF). Il MCA è veloce fino a 100K ips e ha di base 2048 canali, nel caso più che adeguati sia per alfa/beta (silicio) che per gamma (rivelatori a 'media' risoluzione'). Il processore di monitoraggio, opportunamente finalizzato ai casi specifici alfa/beta e gamma, gestisce anche tutte le funzioni ausiliarie relative a pompa, campionamento dell'aria, allarmi, guasti e sensori ausiliari [B5], [B6].

Sottosistema di campionamento e configurazione correlata.

L'ingresso dell'aria, in acciaio inox e con ampio diametro, è nella parte superiore del sistema per mantenere il percorso dell'aria verticale e aerodinamico atto ad evitare/ridurre perdite e contaminazioni. La traccia di campionamento sul filtro assicura una lunga autonomia del filtro stesso nonché velocità di flusso relativamente elevate e misure rapide/sensibili. Inoltre, da notare le due soglie di flusso (basso e troppo basso) e le soglie di caduta di pressione attraverso il filtro (filtro ostruito e filtro rotto) in ogni caso correlate al valore effettivo della portata. La portata di campionamento è regolata automaticamente mediante un controller di flusso che la mantiene al valore programmato nonostante l'aumento del carico di polvere, o altro, entro i limiti programmati e/o di normativa.

Rivelatori dell'intensità di dose gamma aggiuntivi.

Sono due. Uno è utilizzato per la compensazione del fondo gamma sul canale beta, attraverso provata correlazione, connesso alla sezione alfa/beta. L'altro è un vero e proprio monitor dell'intensità di dose gamma ambientale da 0.05 uSv/h a 100 mSv/h, o anche oltre se necessario [B7].

Funzionamento/gestione semplice ed efficace del filtro.

Alcuni aspetti meritano di essere sottolineati, tra i quali: la gestione automatica del filtro a nastro, più semplice ed affidabile di quella dei filtri singoli; e la possibilità di usare sia filtri circolari singoli in casi particolari che, ovviamente, sorgenti circolari per test e calibrazione.

Misura Alfa/Beta.

L'Algoritmo Alfa/beta è stato sviluppato oltre venticinque anni fa dall'autore [B8], che lo ha perfezionato e modernizzato negli anni, sempre del tutto autonomamente, anche in funzione dei progressi del hardware e del software impiegabili, e via via corredandolo di strumenti di simulazione e test del tutto innovativi. Il task principale è la misura della concentrazione in aria di emettitori alfa e beta a vita media lunga (o 'artificiali'), ma altre misure sono rese possibili, ad esempio: la concentrazione in aria di Rn-222 e Rn-220, quella dei relativi discendenti solidi, le esposizioni alfa e beta, le attività alfa e beta presenti sul filtro di raccolta, la stima dei contributi degli emettitori alfa a più bassa e più alta energia, etc.

Misura Gamma, stabilizzazione e compensazione del fondo.

Il processo di stabilizzazione è basato su sorgenti aggiuntive o su segnali ottici, e funziona su tutti i tipi di scintillatori testati (Ioduro di Sodio, Bromuro di Cerio, Ioduro di Stronzio, Bromuro di Lantanio, etc.). La compensazione fisica è ottenuta mediante uno schermo di piombo da 50 mm o più, tipo 'quasi' 4π. La compensazione elettronica 'statica' (iniziale) e 'dinamica' (nel corso delle misure) si basa sulla determinazione del fondo per i picchi o le regioni di interesse, il cui numero viene fissato 'una tantum' [B9].

Allarmi/anomalie.

Le soglie per preallarme e allarme (per concentrazione in aria degli emettitori alfa, beta e gamma, e per intensità di dose gamma, tutti indipendenti tra loro) sono programmabili. La logica (visiva e acustica) è quella solitamente adottata in occidente, ma può essere adattata a particolari esigenze diverse. Sono inoltre gestite soglie/controlli automatici per errori/guasti che a loro volta sono identificati e segnalati/memorizzati opportunamente.

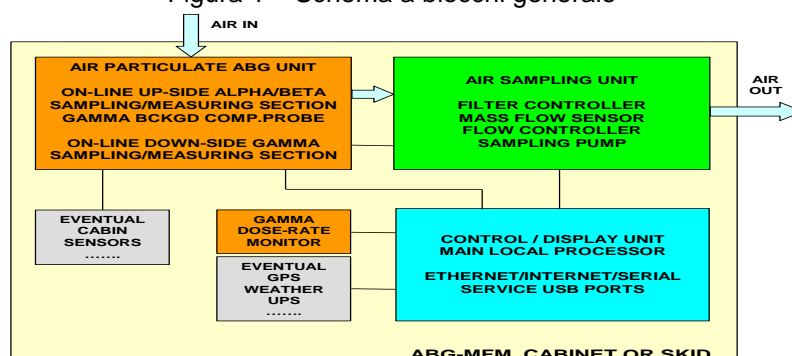
Files (trasferibili e archiviati in linea di principio in modo permanente).

Si è pensato alla disponibilità di cinque tipi di file standardizzati: 'DATA' per alfa/beta e gamma e per le tre cronologie, con spettri, 'ALARM' per alfa/beta e gamma, con spettri, che registrano gli eventi di preallarme, allarme e guasto con risoluzione temporale di 2 minuti, 'GDR' con i dati e gli allarmi del monitoraggio dell'intensità di dose gamma, 'RECORD' come file giornalieri (con sequenza programmabile, default dieci minuti) che includono tutte le informazioni utili in forma di testo. Sono inoltre stati considerati files specifici, ad esempio: tipo 'Log' con gli eventi significativi; tipo 'Cal' relativi alle Calibrazioni; tipo 'QA' relativi alle prestazioni delle catene di misura, ai parametri operativi con relative variazioni, etc.

3. STRUTTURA DEL SISTEMA

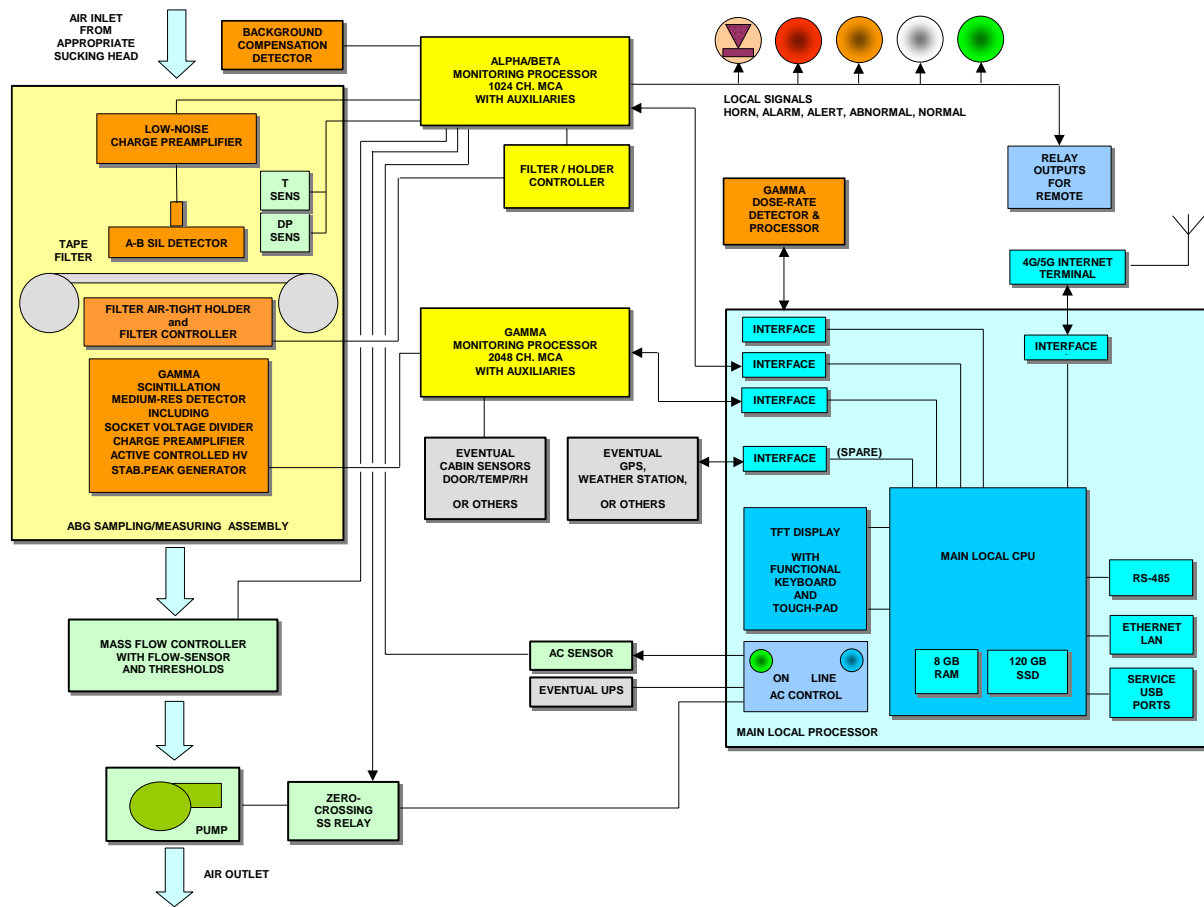
Lo schema a blocchi generale del sistema (ABG-MFM = Monitore Multi-Funzione per Alfa, Beta, Gamma - in Aria) è riportato in Fig. 1.

Figura 1 – Schema a blocchi generale



In Fig. 2 è riportato lo schema a blocchi tecnico-funzionale dettagliato.

Figura 2 – Schema a blocchi tecnico-funzionale dettagliato



L'unità di elaborazione locale (processore principale dello strumento), si basa su una potente CPU disponibile per l'espansione in termini di misure e funzionalità interne ed esterne. Non si tratta di un microcontrollore ma di un potente computer industriale con elevata capacità in termini di OS embedded, software applicativo e strumenti aggiuntivi per soddisfare i vari requisiti dell'applicazione specifica e degli utenti, oltre a consentire il collegamento in rete nell'ambito di un sistema composto da Monitori ed unità centrali variamente configurate.

4. CARATTERISTICHE DI RIVELAZIONE DELLA RADIOATTIVITA' SUL FILTRO

Nel seguito si fa riferimento ai seguenti rivelatori: Silicio da 600 mm² per alfa/beta polarizzato a 50 Vdc e Sr12(Eu) da 2"x2" per gamma con stabilizzazione automatica basata su sorgente di K-40. La traccia sul filtro può avere diametro compreso tra 30 e 38 mm. In questo caso è 34 mm. La tab. 1 illustra le efficienze di rivelazione sperimentali tipiche, in queste condizioni operative, sia per alfa/beta che per gamma.

Tabella 1 – Efficienze di rivelazione sperimentali tipiche

Efficienze di rivelazione sperimentali tipiche (cps/Bq)			
Alfa	Beta	Cs-137	Co-60
0.22	0.21	0.016	0.012

Le fig. 3 e 4 mostrano rispettivamente due spettri, 'orario' quello alfa/beta caratterizzato dalla presenza dei discendenti solidi di Rn-222 e Rn-220, 'giornaliero' quello gamma comprendente il picco del K-40 utilizzato per la stabilizzazione automatica.

La risoluzione alfa a 7.7 MeV è dell'ordine del 4.1%, quella gamma a 1.46 MeV del 2.8%.

Figura 3 – Spettro alfa/beta

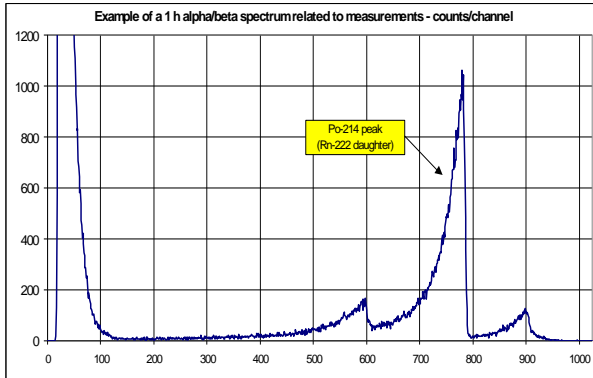
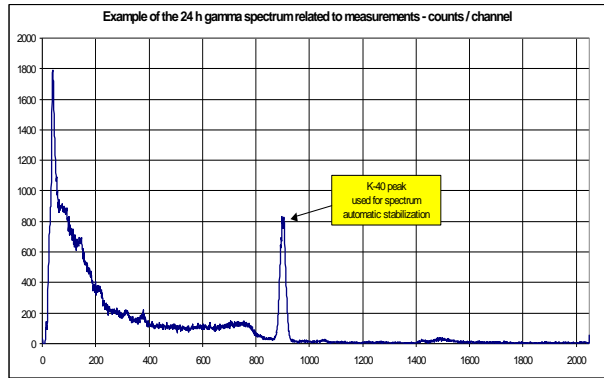


Figura 4 - Spettro gamma



5. RISULTATI

Nel seguito sono riportati alcuni grafici che sintetizzano i risultati ottenuti e le relative condizioni operative. Nelle fig. 5, 6 e 7 sono rispettivamente illustrati gli andamenti su 24 ore della portata di campionamento dell'aria (prerogolata a 2.75 m³/h), della caduta di pressione sul filtro per effetto del particolato raccolto, e del fondo dell'intensità di dose gamma.

Figura 5 – Portata di campionamento

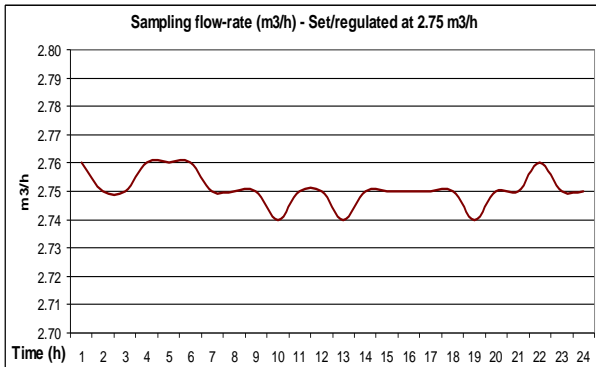


Figura 6 – Caduta di pressione sul filtro

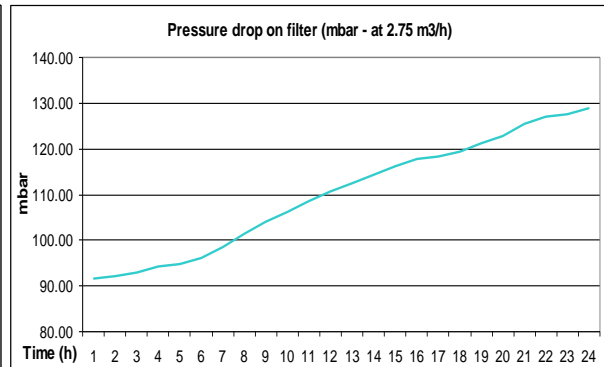
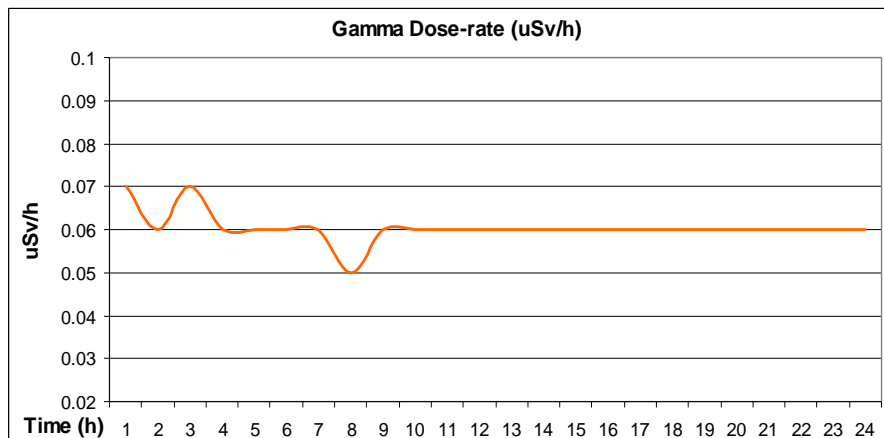


Figura 7 – Fondo gamma (intensità di dose)



I grafici che seguono (figg. 8 – 17) illustrano esempi significativi di misure effettuate su 24 h mediante sia 24 intervalli da 1 h ciascuno che 144 intervalli da 10 minuti ciascuno, in presenza non trascurabile di Rn-222 e Rn-220, con rinnovo del filtro evidentemente giornaliero. I grafici forniscono l'andamento della concentrazione in aria (Radon, Thoron, Alfa a lunga vita media, Beta a lunga vita media, Cs-137 come esempio gamma), oltre incertezza o MDC con livello di confidenza 96%.

Figura 8 – Radon misure da 10 min

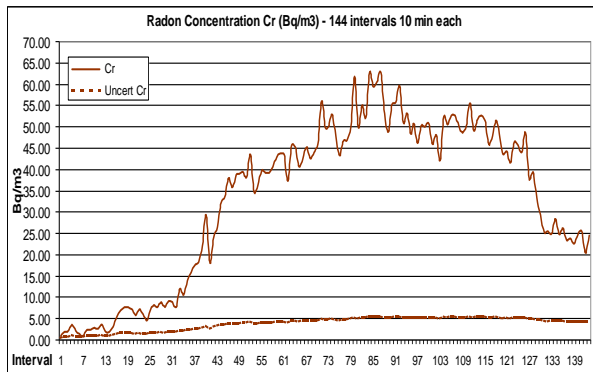


Figura 9 – Thoron misure da 10 min

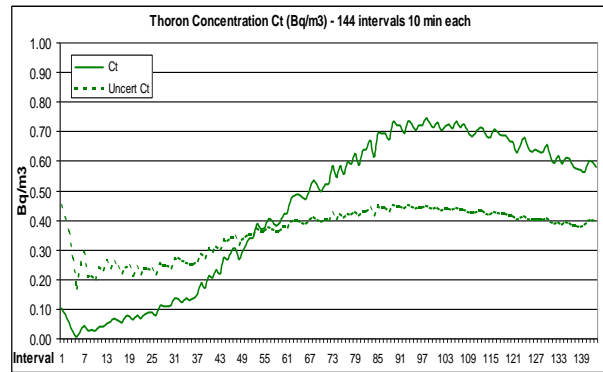


Figura 10 – Radon misure da 1 h

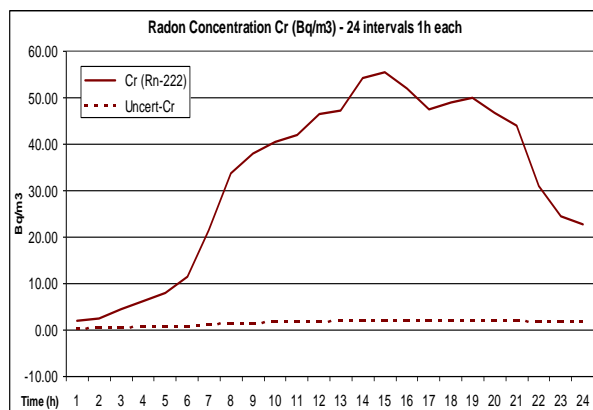
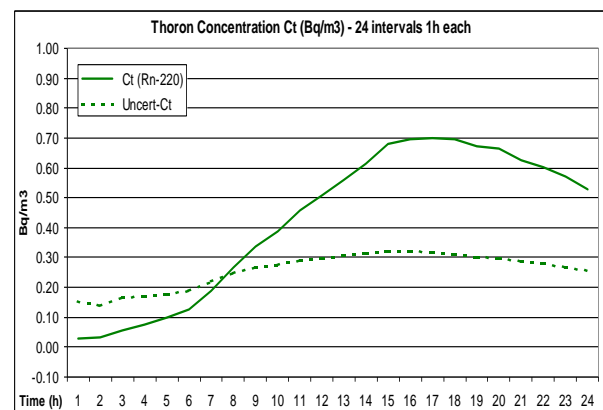


Figura 11 – Thoron misure da 1 h



E' il caso di notare che le misure da 1 h rispetto a quelle da 10 minuti non sono semplicemente 'medie', bensì risultati dell'algoritmo alfa/beta (parte Radon e Thoron) applicata a spettri accumulati per 1 h anziché a spettri accumulati per 10 minuti, in 24 ore. L'effetto sulla regolarità dell'andamento e sull'incertezza è evidente.

Figura 12 – Alfa misure da 10 min

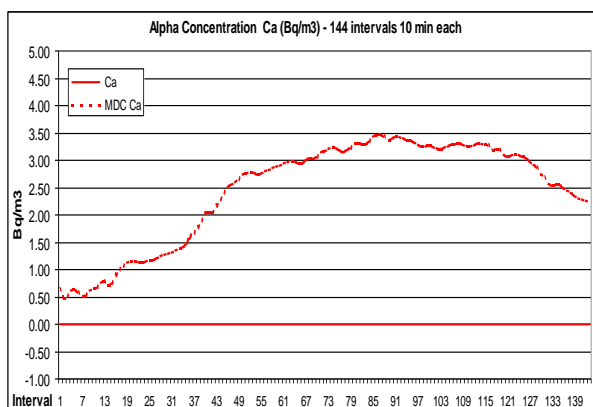


Figura 13 – Beta misure da 10 min

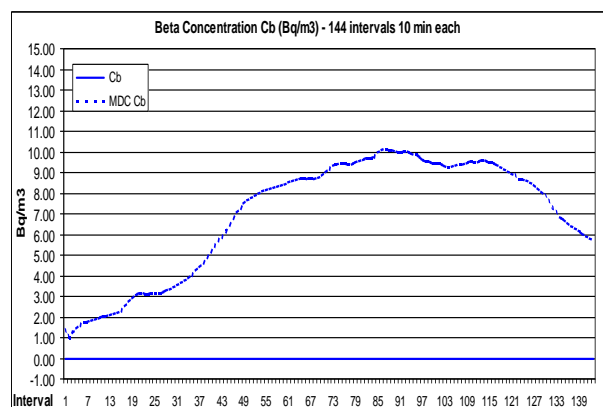


Figura 14 – Alfa misure da 1 h

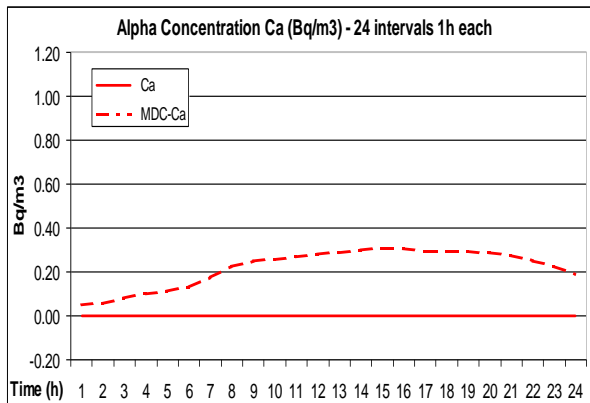


Figura 15 – Beta misure da 1 h

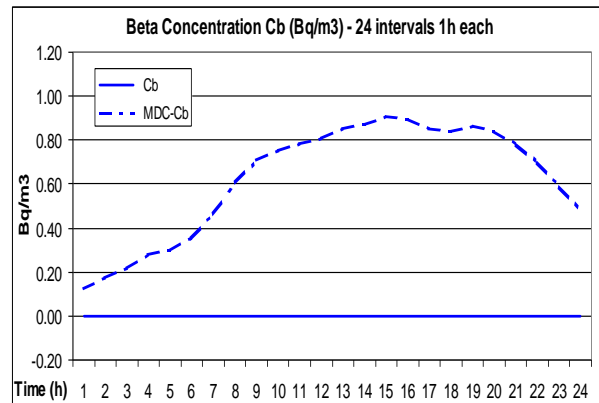


Figura 16 – Cs-137 misure da 10 min

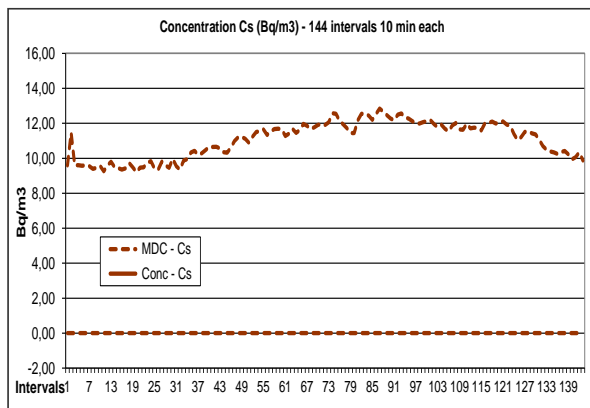
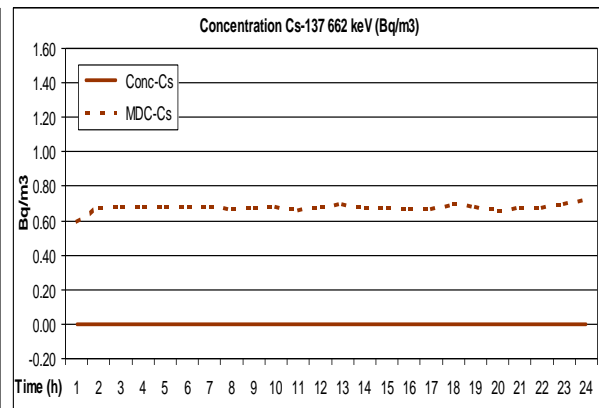


Figura 17 – Cs-137 misure da 1 h



Valgono le considerazioni fatte più sopra per i dati su Radon e Thoron, i quali, tra l'altro e nel caso particolare, raggiungono picchi di circa 55 e 0.7 m3/h, costituendo un 'fondo' importante. Anche qui si vede come l'incertezza diminuisca sensibilmente, come ovvio, passando dagli intervalli da 10 minuti (peraltro utili per tempestività di risposta) a quelli da 1 ora. Laddove la misura è zero viene riportato l'andamento della minima quantità rivelabile (nel caso: MDC, minima concentrazione rivelabile).

La tab. 2 di seguito riporta le minime concentrazioni rivelabili (per sigma = 2) per le tre tempistiche assunte come esempio (10 min, 1 h, 24 h), nelle condizioni al contorno riportate.

Tabella 2 – MDC (Minime Concentrazioni Rivelabili)

Condizioni al contorno				
Rn-222	Rn-220	Gamma	Portata	Statistica
Bq/m3	Bq/m3	uSv/h	m3/h	sigma
5.0	0.3	0.1	3.0	2.0
Tempo	Sensibilità (MDC in Bq/m3)			
	Alfa	Beta	Gamma	Gamma
	Am-241	Sr-90	Cs-137	Co-60
10 min	0.58	2.70	9.50	14.25
1 h	0.06	0.35	0.51	0.77
24 h	< 0.002	< 0.005	< 0.01	< 0.02

6. CONCLUSIONI

Il Monitore multifunzione (ABG-MFM) progettato per il monitoraggio degli emettitori alfa, beta e gamma in aria e testato in configurazione preliminare ma completa dal punto di vista del HW e del SW, ha prodotto i risultati previsti dal punto di vista sia tecnico-operativo che di misura. Esso risulta essere un sistema strumentale efficiente e versatile, come voluto in sede progettuale, adatto ad una vasta gamma di applicazioni nel settore dell'industria nucleare, nonché per la sorveglianza dell'ambiente interno ed esterno, applicabile, grazie alla elevata sensibilità di misura, anche nei territori dove la radioattività può provenire solo dall'estero o da potenziali sorgenti non connesse con la produzione dell'energia, oppure dalla natura. Da notare che le sue caratteristiche lo rendono corredo ideale per le applicazioni degli SMR. È tra l'altro dotato di un buon livello di flessibilità in quanto può essere equipaggiato, o semplicemente accoppiato, con unità di monitoraggio aggiuntive sia di tipo 'nucleare' che 'ambientale' o 'meteorologico', e persino 'tettonico'.

Il filtro a nastro è caratterizzato da una estesa autonomia operativa e consente portate di campionamento anche relativamente elevate (ad es.: 5 m³/h) scegliendo ovviamente tra quelle progettualmente possibili, la traccia con diametro maggiore (ad es.: 38 mm).

I grafici e le tabelle riportate, insieme ai commenti relativi, illustrano nel merito quanto detto.

7. RINGRAZIAMENTI

Nel corso di oltre 45 anni di attività nel settore, l'autore ha avuto molti collaboratori validi e brillanti, alcuni dei quali sono oggi presenti sia nel settore industriale che in campo accademico. Non potendo fare un elenco esaustivo, l'autore ritiene di ringraziare tutti quelli che, chi più, chi meno, hanno dato impulso alle attività di ricerca applicata e di progettazione alla base degli sviluppi che hanno contribuito a molti risultati positivi dei quali quello illustrato qui è una sorta di compendio basato sulla tecnologia attuale. Il prossimo passo, del quale si sono mossi i primi passi dello sviluppo preliminare, includerà l'uso circostanziato dell'AI.

8. Bibliografia

[B1]. Sturm B.W. et al.: *'Evaluation of large volume Srl2(Eu) scintillator detectors'*, IEEE Nuclear Science Symposium & Medical Imaging Conference - 2010.

[B2]. Quarati F.G.A. et al.: *'Scintillation and detection characteristics of high-sensitivity CeBr3 gamma-ray spectrometers'*, Nuclear Instruments and Methods Section A - 2013.

[B3]. Takabe M. et al.: *'Performance evaluation of newly developed Srl2(Eu) scintillator'*, Nuclear Instruments and Methods Section A - 2016.

[B4]. Salmi M. et al.: *'RAM-TF: The last member of the RTS 'state-of-art' RAM family (Radioactive Air Particulate Monitors) for environmental as well as plant and fuel cycle applications using a long autonomy tape filter also accommodating single circular filters'*, AIRP - 2019.

[B5]. Salmi M.: *'Alpha, Beta, Gamma Air Monitoring Methods'*, MEPA Workshop, Malta - 2014.

[B6]. Salmi M.: *'Gamma on-line monitoring processes based on scintillation detectors applied to gamma emitting aerosols sampled on filter'*, MS Report TT021634/22 Rev.1.1 - 2022.

[B7]. Salmi M. et al.: *'LCU-05/MAG-02 & LCU-05/HNQ-24W Wide range IC and GM based gamma monitors'*, Test Report - 2016, Validation Report, AIRP - 2019.

[B8]. Salmi M.: *'Alpha/Beta Algorithm Updated Description - Excel External Test/Verification - Aerosol Monitoring Systems'*, MS Report RAMTF-ALGAB-Rev.2.5 - 2008/2023.

[B9]. Salmi M.: *'Testing of CeBr3 and Srl2(Eu) Detectors for Air Monitoring'*, MS Report TTFCBSI4 - 2024, in course.

Aspetti operativi di un servizio di dosimetria: corso di formazione per tecnici

Silvia Bucci¹, Luisella Garlati², Francesco Rossi³

¹ARPAT, Via del Ponte alle Mosse, 211 - 50144 Firenze

²Politecnico di Milano, Dipartimento di Energia, via La Masa 34, 20156 Milano

³AOU Careggi, Largo G.A. Brambilla 3, 50134 Firenze

luisella.garlati@polimi.it

Riassunto

L'articolo 155 del D. Lgs. 101/2020 e s.m.i. definisce i criteri per il riconoscimento dei servizi di dosimetria, elencando anche alcuni requisiti minimi da garantire. Il primo di questi requisiti richiede che i servizi abbiano una organizzazione conforme ai requisiti della norma tecnica UNI CEI EN ISO/IEC 17025 ovvero che siano in possesso di un accreditamento in conformità alla stessa norma.

Tra i vari punti di questa norma, si ha una parte dedicata al personale operante presso il laboratorio/servizio, che deve essere opportunamente e costantemente formato. Purtroppo, corsi specifici per tecnici non sono facilmente reperibili: spesso i corsi hanno come target i responsabili di laboratorio, quindi figure con una formazione di alto livello e con un ruolo anche di gestione e coordinamento. La formazione per il personale operante in laboratorio viene spesso demandata a momenti formativi interni.

Uno degli scopi di Itados (il network dei servizi di dosimetria italiani) è la promozione di momenti formativi anche per il personale operante nei servizi di dosimetria. Dal momento che l'articolo 155 è comune sia per i servizi di dosimetria, sia per gli organismi di misura, è stato organizzato per entrambi un corso pratico, rivolto ai tecnici di laboratorio e affrontanti i temi relativi alla conformità alla norma UNI CEI EN ISO/IEC 17025.

Il corso è stato articolato su due giornate, con una giornata comune ai servizi di dosimetria individuale, ai servizi di dosimetria (radon) e agli organismi di misura, mentre una seconda giornata è stata suddivisa tra servizi di dosimetria individuale e gli altri servizi, così da trattare problematiche tipiche dei diversi settori.

In questo lavoro si vuole presentare quanto organizzato e il riscontro avuto dai partecipanti.

INTRODUZIONE

L'articolo 155 del D.Lgs. 101/2020 [1], modificato con D.Lgs. 203/2022 [2], si occupa del riconoscimento dei servizi di dosimetria individuale e degli organismi di misura. La definizione di «servizio di dosimetria», presente nel decreto, è al seguente: “*struttura o persona, riconosciuta idonea dalla autorità competente, preposta alla taratura, alle rilevazioni delle letture dei dispositivi di sorveglianza dosimetrica individuale, o alla misurazione della radioattività nel corpo umano o nei campioni biologici o in altre matrici descritte nel presente decreto.*”

Quindi, il riconoscimento riguarda molti laboratori di misura (organismi di misura), oltre ai servizi di dosimetria, siano essi pubblici o privati.

Nell'articolo 155, comma 3bis, sono elencati i requisiti minimi che devono essere garantiti da un servizio di dosimetria e da un organismo di misura. Tra questi requisiti, si hanno:

“a) hanno una organizzazione conforme ai requisiti della norma tecnica UNI CEI EN ISO/IEC 17025 ovvero sono in possesso di un accreditamento in conformità alla norma 17025 per il servizio di dosimetria; [...]

e) assicurano la formazione e informazione e l'aggiornamento del personale addetto ai servizi di dosimetria”.

Il paragrafo 6.2 della norma UNI CEI EN ISO/IEC 17025 [3] si occupa del personale, in particolare nel paragrafo 6.2.5 si fa riferimento anche alla formazione. Quindi, questi due requisiti del Decreto pongono l'attenzione alla formazione continua del personale operante in queste strutture.

Purtroppo, corsi specifici per tecnici non sono facilmente reperibili: spesso le proposte formative hanno come target i responsabili di laboratorio, cioè figure con una formazione di alto livello e con anche un ruolo gestionale e di coordinamento. Così la formazione del personale tecnico viene spesso demandata a momenti formativi interni, spesso a cura del responsabile, già oberato d'impegni.

Se il laboratorio è accreditato secondo la norma UNI CEI EN ISO/IEC 17025, per la formazione è possibile selezionare corsi sulla qualità, spesso però costosi e non sempre adatti alla specifica prova di misura.

Workshop, corsi tematici e convegni possono rappresentare altri momenti formativi, ma spesso sono generici o troppo teorici, oltre a prevedere una formazione di base già consolidata.

Da qualche anno si è formato un network di persone, operanti nei servizi di dosimetria o in laboratori di misura, con lo scopo di confrontarsi su tematiche comuni riguardanti la propria attività (accreditamento, interconfronti, novità normative,...). Questo network ha preso il nome di Itados, sulla falsariga di Eurados [4].

Tra i punti discussi dal network, è emersa la necessità di creare percorsi formativi per il personale tecnico. L'Azienda Ospedaliera Universitaria Careggi, ospitante le giornate di studio di Itados, organizzate annualmente, e avendo un servizio di gestione corsi di formazione con ECM riconosciuto dalla Regione Toscana, si è proposta come organizzatrice di un corso operativo per tecnici, coadiuvata da un comitato organizzatore (gli autori del lavoro) per la definizione del programma.

ORGANIZZAZIONE DEL CORSO

Il riconoscimento dei servizi e degli organismi dovrebbe seguire un iter comune, avente come base l'elenco dei requisiti del comma 3bis. Per tale motivo, il comitato organizzatore ha deciso di promuovere un corso sia per i servizi di dosimetria, sia per gli organismi di misura, avente una parte in comune. Dal momento che il primo requisito è la conformità alla norma UNI CEI EN ISO/IEC 17025, riconosciuta o meno dal possesso dell'accreditamento, si è deciso di organizzare due corsi, distinti ai fini dell'accreditamento ECM, ma aventi una giornata comune sulla tematica dell'accreditamento e una giornata suddivisa in due sessioni parallele, su tematiche specifiche dei servizi di dosimetria e su quelle per gli organismi di misura.

I titoli dei due corsi sono stati "Aspetti operativi di un servizio di dosimetria individuale 2024" e "Aspetti operativi di servizi di dosimetria e organismi di misura 2024" e si sono svolti presso l'AOU Careggi a Firenze il 30 e 31 maggio 2024.

Per la giornata comune dei due corsi, sono stati individuati facilmente gli argomenti da trattare, facendo riferimento ai punti della norma UNI CEI EN ISO/IEC 17025. In tab. 1 si riporta il programma della prima giornata.

Tabella 1: Programma della prima giornata dei due corsi (30 maggio)

Titolo dell'intervento	Relatore
Normativa art. 155	Silvia Bucci
Grandezze fisiche di misura	Paolo Ferrari
Iter e requisiti per l'accreditamento	Francesco Rossi
Riferibilità delle misure	Luisella Garlati
L'incertezza di misura	Marco Caresana
Gestione delle apparecchiature: la conferma metrologica e la manutenzione nel tempo	Ilaria Peroni

Per la seconda giornata, mentre per i servizi di dosimetria è stato più semplice individuare i temi da affrontare, essendo l'attività uguale per tutti i servizi, per gli organismi di misura non è stato semplice individuare i temi, essendo variegata le misure degli organismi (radon, NORM, spettrometria gamma, scintillazione, ...). I programmi della seconda giornata dei due corsi sono riassunti in tab. 2.

Essendo un corso operativo per tecnici, gli organizzatori hanno richiesto ai relatori di affrontare il proprio tema da un punto di vista pratico (esempi, situazioni reali da gestire, ...), ricorrendo alle formule solo se strettamente necessario. Inoltre, gli interventi avrebbero dovuto avere un tempo sufficiente sia per l'esposizione, sia per la discussione.

Gli iscritti ai due corsi sono stati 51, suddivisi in 33 iscritti per i servizi di dosimetria, 18 per gli organismi di misura.

Questi numeri rispecchiano il percorso storico di Itados, iniziato rivolgendosi ai servizi di dosimetria e quindi avente un numero maggiore di contatti in questo ambito.

Tabella 2: Programmi della seconda giornata dei due corsi (31 maggio)

Servizi di dosimetria		Organismi di misura	
Titolo dell'intervento	Relatore	Titolo dell'intervento	Relatore
Caratterizzazione di un sistema dosimetrico: quali test?	G. Minchillo	Servizi di dosimetria e organismi di misura: quali grandezze e misure	S. Bucci
Caratterizzazione di un sistema dosimetrico: il ruolo del centro LAT	M. Caresana	Le norme ISO e UNI	L. Albertone
Caratterizzazione di un sistema dosimetrico: aspetti pratici	M. Marcantonini	Affidabilità delle misure in spettrometria gamma con un focus sui NORM	I. Peroni
Fattori di sensibilità dei singoli dosimetri e controllo delle forniture in arrivo	F. Corrado	Affidabilità delle misure di concentrazione di radon in aria con tecniche passive	G. Pratesi
Sottrazione del fondo naturale	F. Rossi	Affidabilità delle misure di concentrazione di radon in aria, acqua e suolo con tecniche attive	M. Faure Ragani
Controlli di qualità	L. Noferini	Affidabilità delle tecniche radiochimiche e delle misure in scintillazione liquida	M. Forte
Analisi dei fattori di rischio nel processo di determinazione del dato dosimetrico: l'esperienza del San Raffaele	A. Del Vecchio	Requisiti delle relazioni tecniche e trasmissione dati a ISIN	S. Bucci
Il rapporto di prova	F. Rossi		
Interconfronti	L. Garlati		

QUESTIONARIO DI GRADIMENTO

Durante il corso è stato raccomandato ai partecipanti di rispondere al questionario di gradimento finale, predisposto dall'ufficio formazione secondo i propri standard. Il comitato organizzativo non ha potuto chiedere l'inserimento di domande specifiche, che potessero dare un riscontro sul livello del corso percepito dai discenti. Per tale motivo si è raccomandato ai partecipanti di fornire risposte dettagliate alle domande aperte.

In tab. 3 si riportano le domande del questionario, suddivise in risposte chiuse (giudizio numerico da 1 a 5) e risposte aperte.

Il punto 4 prevede il giudizio numerico relativo ai singoli docenti, suddiviso in tre questi:

- Come giudica i metodi e la chiarezza espositiva del Docente
- Come giudica la capacità interagire con i partecipanti del Docente
- Come giudica la gestione del tempo in aula del Docente

Su 33 iscritti al corso per i servizi di dosimetria, sono pervenute 27 risposte, mentre per il corso destinato agli organismi di misura sono pervenute 18 risposte, pari al numero di iscritti.

I giudizi sui vari docenti dei due corsi sono stati positivi: non ci sono stati giudizi mediamente inferiori a 4 per le tre voci. In fig. 1 si riporta una sintesi dei giudizi medi ottenuti dai docenti, suddivisi per corso. L'utilizzo dei box plot permette di visualizzare la dispersione dei giudizi.

Le risposte ad alcune domande chiuse possono fornire un utile riscontro agli organizzatori sull'efficacia del corso, così da potere promuovere altre edizioni sempre più vicine alle effettive esigenze del personale tecnico. Questi quesiti sono: rilevanza degli argomenti, qualità educativa, durata complessiva, come valuta il corso nel suo complesso.

In fig. 2 si ha una comparazione tra la media dei giudizi ottenuti per i servizi di dosimetria e quella dei giudizi degli organismi di misura. I giudizi sono positivi e abbastanza allineati, tranne per la voce "Corso nel suo complesso", ove concorrono anche aspetti di logistica, che hanno svantaggiato il corso degli organismi di misura (aula seconda giornata).

Tabella 3: Domande del questionario di gradimento, suddivise in risposte chiuse (giudizio da 1 a 5) e risposte aperte

Risposte CHIUSE	Risposte APERTE
1.0 - Rilevanza degli argomenti	7.0 - Indichi gli argomenti e le attività risultate di maggiore interesse:
1.1 - Qualità educativa	8.0 - Il Corso ha fatto nascere in lei nuove esigenze formative?
2.0 - Durata complessiva	9.0 - Quanto di ciò che ha appreso ritiene di poterlo applicare subito?
2.1 - Acquisizione di nuove conoscenze	10.0 - Criticità rilevate durante il percorso di formazione:
2.2 - Acquisizione di competenze	11.0 - Suggerimenti per il miglioramento del percorso di formazione:
3.1 - Utilità dell'evento	G.01 - Suggerimenti, commenti e proposte
3.2 - Articolazione tra lezioni frontali ed attività pratiche	
3.3 - Efficacia della metodologia didattica	1.2 - Come valuta il corso nel suo complesso
3.4 - Clima di lavoro	
3.5 - Organizzazione	
3.6 - Materiale didattico fornito	
5.0 - Si sono verificate criticità rispetto ai formatori?	
6.1 - Come valuta il tempo dedicato all'addestramento	
6.2 - Come valuta la qualità dell'addestramento	
12 - Come valuta il corso nel suo complesso	

Figura 1: Valutazioni medie dei docenti dei due corsi, tramite rappresentazione a box plot

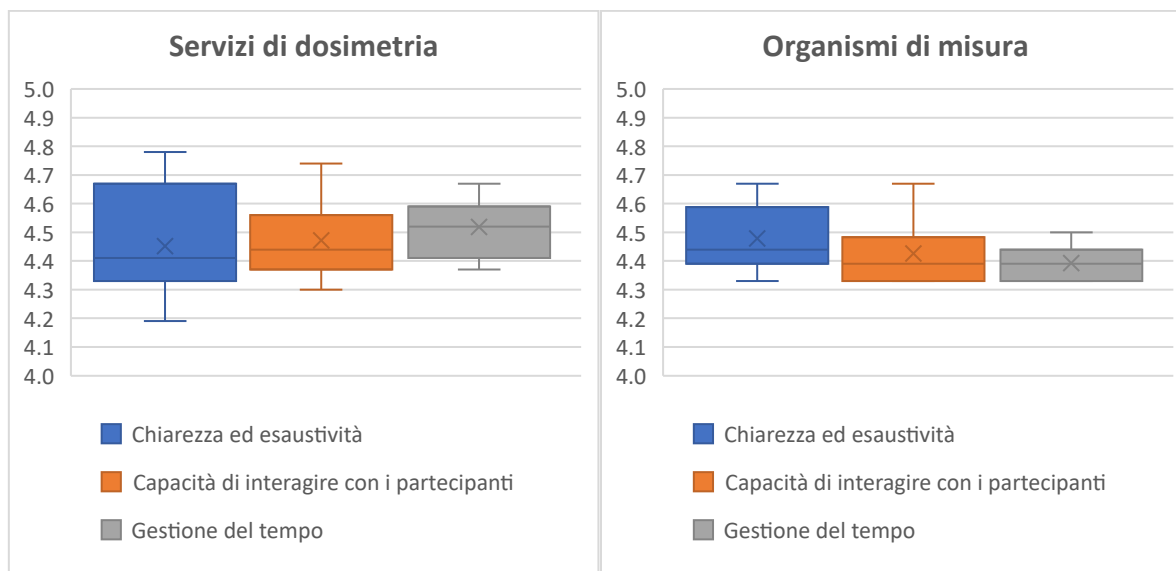
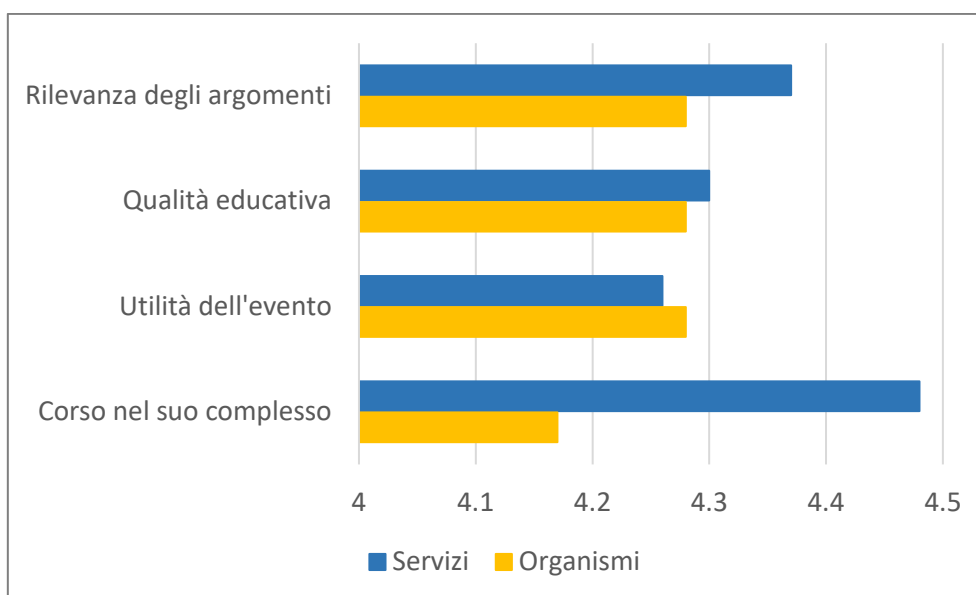


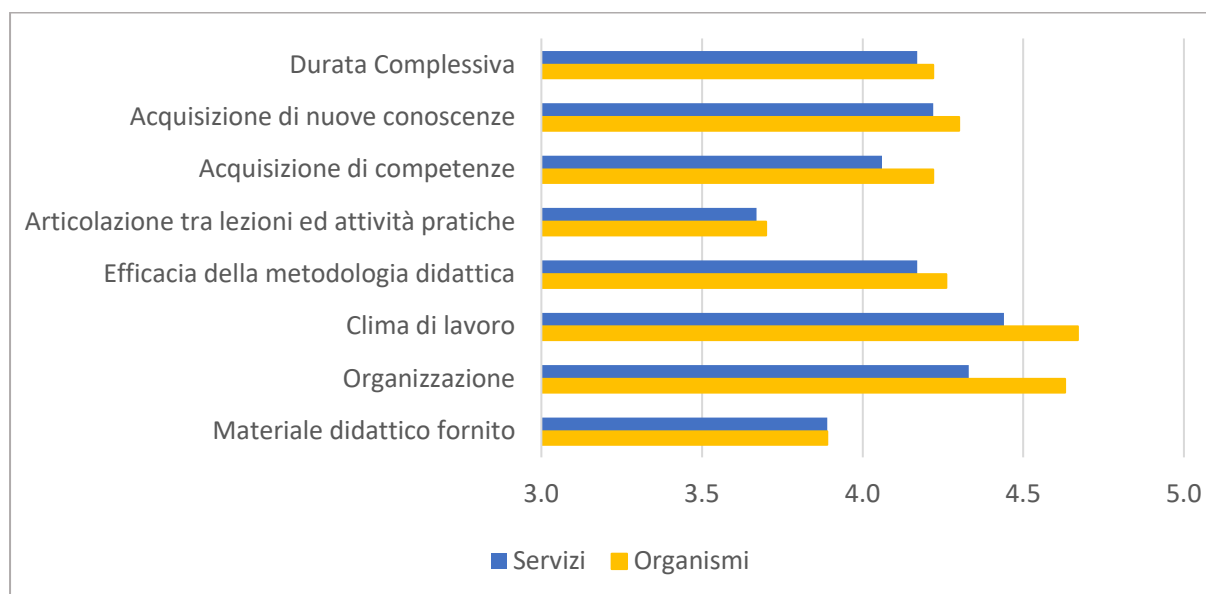
Figura 2: Valutazioni relative ad aspetti generali dei due corsi



Se si entra nello specifico delle singole voci che concorrono al giudizio sui corsi, alcune voci hanno ricevuto dei giudizi con punteggi inferiori a 4. In fig. 3 si riportano le valutazioni delle restanti risposte chiuse. Le voci con giudizio inferiori sono quelle relative al materiale didattico e all'articolazione tra lezioni ed attività pratiche.

Essendo un corso articolato solo su due giornate, non sono state inserite attività pratiche, mentre il materiale fornito è consistito solo nelle slide di presentazione. In eventuali future edizioni saranno due aspetti da tenere in considerazione in fase organizzativa.

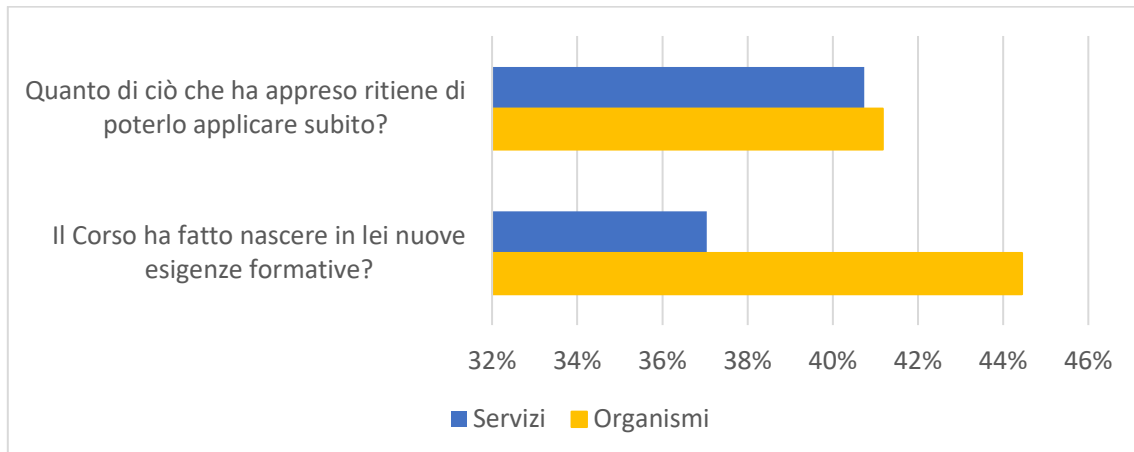
Figura 3: Valutazioni relative ad aspetti specifici dei due corsi



Per quanto riguarda le domande aperte, non tutte hanno ricevuto risposta e non sempre un corsista ha risposto a tutte. In generale, hanno risposto alle domande aperte meno della metà dei compilatori dei questionari.

Se si analizzano le risposte ai due quesiti *“Il Corso ha fatto nascere in lei nuove esigenze formative?”* e *“Quanto di ciò che ha appreso ritiene di poterlo applicare subito?”*, si sono avuti solo riscontri positivi. Non è dato sapere se la mancata risposta indichi un giudizio negativo. In fig. 4 si riporta la percentuale di risposte ricevute, suddivise tra servizi di dosimetria e organismi di misura.

Figura 4: Percentuale di risposte ricevute ai quesiti 8.0 e 9.0, rispetto al totale di questionari compilati



Se si analizzano le risposte alle domande aperte, emergono molti suggerimenti per poter migliorare i corsi proposti. Senza riportare tutte le risposte fornite, è possibile sintetizzare i suggerimenti, suddivisi tra servizi e organismi:

Suggerimenti servizi di dosimetria:

- Percorso intenso per solo due giornate: occorre più tempo, da dedicare anche ad aspetti pratici;
- Avere la possibilità di confronto sia tra partecipanti, sia tra servizi di dosimetria (metodi e sistemi diversi);
- Focalizzarsi maggiormente sulla gestione del servizio di dosimetria (risorse, personale, criticità riscontrate).

Suggerimenti organismi di misura:

- Organizzare un corso specifico per ogni argomento (spettrometria, scintillazione, radon, NORM, ...), con presentazione di esempi pratici;
- Prevedere dei momenti di discussione coi docenti e di confronto tra partecipanti;
- Poter abbinare lezioni in aula ad attività pratiche e/o visita ai laboratori.

I suggerimenti mostrano l'esigenza di formazione sentita dai tecnici, con particolare attenzione anche al confronto tra "pari". L'esigenza di affrontare più casi pratici o di svolgere attività pratiche, indica che, sebbene i tecnici operino già nei laboratori, spesso si avverte l'esigenza di rivedere criticamente la propria attività.

CONCLUSIONI

L'organizzazione del corso ha le radici nei requisiti del D.Lgs. 101/2020 per il riconoscimento dei servizi di dosimetria e degli organismi di misura. Una giornata comune sugli aspetti relativi all'accreditamento o alla conformità alla norma UNI CEI EN ISO/IEC 17025 è sembrata essere una scelta obbligata, sebbene per gli organismi di misura ci sia più dimestichezza con l'accreditamento, oramai presente in molti laboratori. L'accreditamento dei servizi di dosimetria è invece un processo più recente: c'è necessità di formazione anche su argomenti più generici (riferibilità, incertezza, gestione delle dotazioni, ...).

Nei laboratori degli organismi di misura spesso i tecnici sono laureati, con un background solido di conoscenze fisiche, mentre il personale dei servizi di dosimetria è più variegato, essendo varie le mansioni da ricoprire. Per questi motivi, non è stato facile organizzare un corso che potesse rispondere a tutte le esigenze formative.

I docenti sono stato collaborativi nella preparazione di lezioni facilmente fruibili e ricche di esempi, ma comunque non risultate sufficientemente pratiche, anche a causa dei tempi stretti. Il questionario di gradimento ha fornito utili indicazioni per poter migliorare l'offerta formativa. La formazione per tutte le figure professionali, operanti nei servizi di dosimetria e nei laboratori di misura, è una necessità sentita a livello nazionale: è auspicabile che questi corsi possano essere organizzati stabilmente, secondo le necessità emerse dal riscontro di questo primo corso.

BIBLIOGRAFIA

- [1] Decreto Legislativo 31 luglio 2020, n. 101, *Attuazione della direttiva 2013/59/Euratom, che stabilisce norme fondamentali di sicurezza relative alla protezione contro i pericoli derivanti dall'esposizione alle radiazioni ionizzanti* [...]
- [2] Decreto Legislativo 25 novembre 2022, n. 203, *Disposizioni integrative e correttive al decreto legislativo 31 luglio 2020, n. 101, di attuazione della direttiva 2013/59/Euratom, che stabilisce norme fondamentali di sicurezza relative alla protezione contro i pericoli derivanti dall'esposizione alle radiazioni ionizzanti* [...]
- [3] UNI CEI EN ISO/IEC 17025:2018, *Requisiti generali per la competenza dei laboratori di prova e taratura*
- [4] <https://eurados.sckcen.be/en>

IRPA Safety Culture in Healthcare Task Group: una proposta di questionario sulla cultura e la formazione di radioprotezione in ambito ospedaliero

Paolo Ferrari

ENEA – Istituto di Radioprotezione, Via dei mille 21, 40121 Bologna

paolo.ferrari@enea.it

INTRODUZIONE

L'International Radiation Protection Association (IRPA) è da tempo impegnata in un lavoro di sensibilizzazione che ha per obiettivo la diffusione della cultura della radioprotezione. Più recentemente ha deciso di istituire un gruppo di lavoro (IRPA Safety Culture in Healthcare Task Group) coordinato da Claire-Louise Chapple e Bernard Le-Guen, per la sua applicazione in ambito sanitario, al quale lo scrivente partecipa su indicazione del Consiglio direttivo di AIRP.

CULTURA DELLA RADIOPROTEZIONE E LEADERSHIP

Per comprendere come IRPA si stia muovendo in tale ambito è possibile rifarsi al documento "IRPA Guiding Principles for Establishing a Radiation Protection Culture", pubblicato nel 2014 dal gruppo di lavoro coordinato dallo stesso Le-Guen, nel quale sono riportati alcuni elementi utili alla definizione di cultura della radioprotezione.

Una *cultura* si fonda sulle credenze, sui valori e sugli assunti dei fondatori di un'organizzazione, sulle esperienze che nel tempo vengono fatte dai membri del gruppo e sulle credenze, sui valori e sugli assunti portati da nuovi membri e fatti propri dai capi della comunità.

Una *cultura* risulta perciò dalla sintesi di concetti di base ideati, scoperti o sviluppati da un gruppo di individui che condivide problemi, cerca soluzioni e ne osserva gli effetti. Se tali soluzioni si dimostrano sufficientemente efficaci allora sono acquisite come valide.

Nel campo della protezione dalle radiazioni la cultura è perciò da intendersi come una combinazione di scienza, valori e principi etici ma anche di pratica, osservazione, esercizio continuo e condivisione delle esperienze.

L'approccio alla gestione della radioprotezione può essere riassunto secondo tre differenti modalità: la prima improntata alla semplice conformità alle norme (*basic compliance system*); la seconda, all'assunzione personale di responsabilità nei confronti dell'applicazione delle norme e alla partecipazione ai corsi di aggiornamento (*self-directed safety compliance system*); la terza, invece, stimola un comportamento attivo che, oltre all'assunzione della propria responsabilità nei confronti delle norme, facilita l'individuazione di sorgenti di pericolo o comportamenti a rischio, favorendo l'interdipendenza e il reciproco aiuto, facendo sì che ogni individuo contribuisca alla sicurezza dell'altro.

E' superfluo sottolineare come il terzo approccio sia il più completo ed efficace, ma come sia anche il più difficile da mettere in pratica, perché richiede una quantità di risorse che talvolta non sono ritenute spendibili in tale ambito, spesso proprio per una scarsa cultura della radioprotezione.

IRPA ha individuato così quattro strade per introdurre e rendere efficace la cultura della radioprotezione nella pratica:

1. avere una *leadership* preparata e focalizzata sugli aspetti operativi in grado di modellare, rinforzare e allenare alla cultura della radioprotezione;
2. possedere una buona istruzione e una valida formazione;
3. diffondere una consapevolezza positiva della radioprotezione nei luoghi di lavoro;
4. stabilire una comunicazione adeguata ed efficace tra tutti gli interessati nelle pratiche.

E' importante in tale contesto però ricordare cosa si intende per *leadership*. Utilizzando la definizione data da K. Kruse per la rivista *Forbes*, la *leadership* non ha nulla a che fare con la posizione gerarchica o di anzianità all'interno di una organizzazione. Non ha niente a che vedere con i titoli o con le qualità individuali. La *leadership* non è gestione (management). La *leadership* è un processo in grado di influenzare un gruppo spingendolo a massimizzare gli sforzi verso il conseguimento di un obiettivo.

La *leadership* in radioprotezione è perciò uno sforzo collettivo verso il raggiungimento di una consapevolezza condivisa su tutti gli aspetti della radioprotezione operativa.

In particolare IRPA evidenzia l'importanza di una *leadership* attuata tramite l'esempio (*leadership by example*), che conforma i comportamenti che desidera siano messi in atto mostrandone direttamente l'efficacia.

In ambito sanitario tale *leadership by example* si manifesta:

1. nel partecipare attivamente ai programmi per l'assicurazione della qualità;
2. nel dare la giusta enfasi ai risultati positivi raggiunti (ad esempio, a seguito dei riscontri positivi di una visita ispettiva, oppure per la decrescita complessiva delle dosi dei lavoratori esposti);
3. nello stabilire iniziative di formazione durante l'orario di lavoro e nel cogliere gli spunti provenienti dal lavoro quotidiano per fare training;
4. nel consentire ai lavoratori di partecipare a workshop e conferenze di radioprotezione;
5. nel promuovere l'utilizzo dei dispositivi di protezione e la formazione sul loro corretto impiego;
6. nell'enfatizzare le prospettive di sviluppo professionale e di appropriato riconoscimento del percorso svolto nell'ambito della radioprotezione.

CULTURA DELLA RADIOPROTEZIONE IN AMBITO SANITARIO

Riportando quanto descritto all'ambito sanitario, si deve considerare l'insieme dei pazienti, oggetto delle pratiche con radiazioni, dei lavoratori esposti e del personale, nel suo insieme, del pubblico e dell'ambiente.

L'IAEA ha individuato in una sua specifica guida (IAEA SSG-46, 2018) alcuni dei fattori che possono influenzare la frequenza e la gravità degli incidenti in ambito sanitario:

1. insufficiente preparazione e formazione degli operatori;
2. scarsa conoscenza delle procedure di ottimizzazione e di protezione del paziente;
3. scarsa conoscenza delle procedure di ottimizzazione e di protezione dei lavoratori;
4. mancanza di aggiornamento tecnico a seguito dell'acquisto di nuove apparecchiature;
5. mancanza di adeguamento a seguito dell'aumento dei carichi di lavoro;
6. scarsa comprensione o violazione delle procedure;
7. errori di comunicazione o comunicazioni errate;
8. mancata applicazione delle prescrizioni o dei protocolli o impiego di protocolli obsoleti.

Da questi punti appare evidente che oltre alla fondamentale attenzione che deve essere rivolta all'ottimizzazione delle pratiche, tesa alla riduzione delle dosi, pur salvaguardando l'efficacia clinica della procedura, si sommano altri aspetti organizzativi e procedurali importanti per acquisire un'efficace cultura della radioprotezione.

Occorre infatti:

1. assicurare la partecipazione ad interconfronti e mantenere una politica della qualità;
2. essere in grado di adattarsi al cambiamento che interessa tutti i livelli organizzativi;
3. pianificare la sicurezza e gli audit periodici;
4. considerare la formazione come un normale sviluppo delle procedure;
5. incentivare le buone pratiche;
6. far sì che la direzione sia consapevole e partecipi nelle procedure.

E più nello specifico:

7. assicurare una comunicazione efficace tra il personale, l'esperto di radioprotezione e tra il personale e la direzione;
8. promuovere e creare un ambiente di lavoro positivo e di mutuo rispetto che prenda in considerazione le richieste e i suggerimenti emersi durante gli incontri di radioprotezione, elaborando anche questionari che investighino il "livello di soddisfazione";
9. fornire un riscontro sistematico attraverso un sistema di revisione del processo decisionale e una procedura di comunicazione degli errori e dei quasi incidenti (*near-miss*), rivedendola su base regolare e incoraggiando i lavoratori a esaminare i casi senza timore di ritorsioni;
10. favorire un'adeguata consapevolezza tra gli individui direttamente e indirettamente coinvolti nella radioprotezione:

Le procedure formative interne e i corsi di aggiornamento, i questionari, compresi quelli di autovalutazione, il dialogo con gli esperti di radioprotezione e l'atteggiamento aperto e non punitivo nei confronti di chi è coinvolto o riporta errori o *near-miss* sono alcuni dei pilastri su cui si basa una corretta diffusione della cultura della radioprotezione.

Thornton et al (2011) riguardo alla comunicazione degli errori e alla possibilità di formarsi sui *near-miss events*, pone infatti l'attenzione sul fatto che tali eventi, proprio perché non conducono ad esiti gravi, ricevono spesso poca attenzione, quando invece potrebbero essere un'importante occasione per comprendere meglio le procedure e ottimizzare la radioprotezione e verificare quali salvaguardie, tra quelle già presenti nelle procedure, possono evitare o mitigare gli effetti peggiori ipotizzabili per quell'evento.

L'impiego di questionari, eventualmente anonimizzati, per determinare lo stato della cultura della radioprotezione in ambito sanitario, permette concretamente di mettere in luce gli aspetti su cui eventualmente concentrare gli sforzi. Se analizzati in maniera proattiva e partecipativa si dimostrano un valido strumento anche per creare maggior consapevolezza su questi stessi aspetti.

In un recente articolo apparso su *Radiography* (Wallin et al 2023) i risultati di un questionario distribuito agli operatori di un dipartimento di radiologia in Svezia hanno posto in evidenza alcuni dei punti indicati nei paragrafi precedenti. Gli operatori hanno nello specifico individuato alcune criticità nella dimensione dello staff (e quindi nell'eccesso di carichi di lavoro), nella bassa frequenza con cui vengono riportati gli errori (indicando tra le cause, la mancanza di comunicazione o di un riscontro, la mancanza di chiarezza nelle responsabilità, la mancanza di tempo e la soglia elevata), nella mancanza di una formazione sul campo che consenta di facilitare l'apprendimento basato sulle evidenze, nella mancanza di un supporto efficace del management nella radioprotezione del paziente.

CONCLUSIONI E PROPOSTA DI QUESTIONARIO

Nell'ambito dei lavori dell'IRPA Safety Culture in Healthcare Task Group l'uso di questionari è stato individuato come uno degli strumenti utili a creare una maggior consapevolezza sulla cultura della radioprotezione in ambito sanitario.

L'efficacia di un'indagine ben strutturata è dimostrata dalle considerazioni sulla cultura della radioprotezione risultanti dal lavoro del gruppo di Coldwell (Coldwell et al. 2020) nell'ambito del settore dell'università, della ricerca e dell'istruzione nel Regno Unito. Il questionario non aveva lo scopo di ottenere indicazioni sulla sicurezza delle prestazioni, ma sulle opinioni delle persone coinvolte, sui comportamenti e sugli atteggiamenti nei confronti delle radiazioni. Tutti elementi che riflettono gli aspetti pratici della cultura della radioprotezione. Le risposte hanno mostrato come la cultura della radioprotezione nel Regno Unito presenti carenze preoccupanti, in particolare nella comunicazione e nella formazione.

Al lavoro svolto da IRPA sono chiamate a collaborare le associazioni di radioprotezione e in particolare le varie Associazioni Nazionali associate ad IRPA, come AIRP, con lo scopo di facilitare lo scambio di idee e di esperienze nell'applicazione di tali concetti nei vari Paesi. Le Associazioni sono invitate perciò a promuovere la cultura della radioprotezione, organizzando corsi, elaborando e distribuendo brochure informative; cooperando nella redazione di linee guida sull'istruzione e sulla formazione continua appropriata per non esperti di radioprotezione ma coinvolti nelle procedure (come lavoratori non esposti, membri del management e delle ditte di servizi); conducendo sondaggi a livello nazionale su tutte le figure coinvolte in tale ambito.

In tale contesto deve essere considerata l'indagine che sta per essere avviata in Canada, presso alcuni dipartimenti di medicina nucleare, e che potrebbe essere facilmente replicata anche nel nostro Paese.

Queste iniziative possono essere anche viste come propedeutiche alla prossima pubblicazione della linea guida per gli operatori della sanità intitolata "*Enhancing radiation safety culture in health care*", frutto della collaborazione tra IRPA, IOMP (International Organization for Medical Physics) WHO (World Health Organization) e IAEA (International Atomic Energy Agency).

Bibliografia

Coldwell T., Cole P., Dorling S., Hunter J., Mott G., Murdock C., Whitcher R. and Willis S. *The status of the radiation safety culture within the higher education, research and teaching sectors in the UK* J. Radiol. Prot. 40 (2020)

IAEA SSG-46 *Radiation Protection and Safety in Medical Uses of Ionizing Radiation* VIENNA, 2018

Thornton R.H, Miransky J. Killen A.R., Solomon S.B., Brody L.A. *Analysis and Prioritization of Near-Miss Adverse Events in a Radiology Department* American Journal of Roentgenology, 2011

Wallin A, Bazzi M., Ringdal M., Ahlberg K., Lunden M. *Radiographers' perception of patient safety culture in radiology* Radiography, 2023

Studio di radioprotezione su di una sorgente RX mobile impiegata on field presso i Musei Civici di Reggio Emilia: simulazioni Monte Carlo

P. Ferrari¹, P. L. Rossi², M. Bettuzzi², F. Mariotti¹, M. P. Morigi², C. Riccardizi²,
C. Canevari³, P. Modesti⁴

¹ ENEA – Istituto di Radioprotezione, Bologna

² Dipartimento di Fisica e Astronomia “Augusto Righi” – Università di Bologna

³ Dipartimento di Musicologia e Beni Culturali – Università di Pavia

⁴ Conservatorio Statale Maderna-Lettimi di Cesena e Rimini.

paolo.ferrari@enea.it

Riassunto

Il presente lavoro si inserisce in un più ampio studio di imaging tomografico RX su di uno strumento musicale antico, conservato presso i Musei Civici di Reggio Emilia. L'utilizzo di una sorgente RX mobile, presso il luogo dove si conserva lo strumento, ha consentito di ridurre e semplificare le procedure legate alle esigenze di preservazione dello stesso. L'impiego di tale sorgente in locali non precedentemente classificati ha richiesto una stima preventiva della dose ambientale e dell'esposizione degli operatori da parte dell'esperto di radioprotezione, nel rispetto di quanto il D.Lgs. 101/20 smi prevede per le pratiche radiologiche mobili. Tale stima, solitamente basata su calcoli semi-empirici derivati dal rendimento del tubo, potrebbe essere resa più puntuale con simulazioni Monte Carlo validate allo scopo. Pertanto, prima dell'esecuzione dell'indagine tomografica, è stata eseguita una mappatura della dose ambientale con un monitor portatile; i risultati delle misure sono stati successivamente impiegati come dati di validazione per una serie di simulazioni Monte Carlo.

INTRODUZIONE

Nella collezione etnografica dei Musei Civici di Reggio Emilia è presente una sezione di africanistica formata grazie ai contributi provenienti dai partecipanti a spedizioni che esplorarono alcune regioni dell'Africa orientale e dell'Africa centrale tra la fine del XIX secolo e gli inizi del XX secolo. La sezione contiene diverse armi da offesa e scudi, ma anche preziosi ornamenti; in una delle teche dedicate all'Abissinia è conservato, assieme ad un ricco corredo cerimoniale, anche uno strumento a fiato di legno (figura 1). Questo manufatto, catalogato fin dal XIX secolo come strumento musicale africano, è in realtà un *cornetto* (figura 2), uno strumento musicale molto diffuso in Europa, e particolarmente in Italia, tra il XVI e la prima metà del XVII secolo (figura 3), apprezzato per il peculiare suono e per il virtuosismo dei suoi esecutori e successivamente caduto in disuso per il mutato gusto musicale e l'affermarsi di strumenti con maggiori capacità espressive quali il violino e l'oboe. Nonostante gli studi condotti negli archivi del museo, ancora non è stato possibile risalire al motivo della sua collocazione nella sezione africana.

Da una prima analisi dei marchi e dalle decorazioni presenti sulla sua superficie si è appurato, infatti, che lo strumento è, molto probabilmente, un originale della seconda metà del XVI secolo, costruito nella bottega dei Bassano, una delle più note famiglie di costruttori di strumenti a fiato dell'epoca, che operava fin dagli inizi del XVI secolo a Venezia e, dagli anni 30 del secolo, anche a Londra (Canevari et al. 2023).

Come si può osservare dalla figura 2 lo strumento, che presenta sei fori anteriori e uno posteriore, è a sezione ottagonale ed a sviluppo tronco conico; è formato da due parti di legno tenute assieme da legature, incollate tra loro, e quindi ricoperte da uno strato di pelle o pergamena, tinta di nero, su cui sono impresse caratteristiche decorazioni.

Essendo un *cornetto* non ancora catalogato come tale (in Italia, strumenti simili si trovano nelle collezioni presenti a Bologna, Verona e Roma) e non ancora sottoposto perciò ad uno studio specifico, si è deciso, in accordo con la Direzione del museo e la Soprintendenza

competente, di procedere ad un'indagine approfondita mediante tomografia con raggi X con apparecchiatura microfoco ad elevata risoluzione. Questa indagine consente infatti di valutare lo stato di conservazione dello strumento, permettendo di porre in evidenza eventuali danni provocati da parassiti del legno e fornendo inoltre dettagli sulla sua struttura interna utili ad approfondire le tecniche costruttive del tempo.

Allo scopo di facilitare lo studio, si è deciso di procedere all'indagine RX on field, utilizzando l'apparecchiatura mobile per tomografia, disponibile del Laboratorio di tomografia computerizzata con raggi X del Dipartimento di Fisica e Astronomia dell'Università di Bologna. Per tale motivo si è resa necessaria la stesura di una relazione tecnica di radioprotezione, redatta dall'esperto di radioprotezione, ai fini di soddisfare gli obblighi di cui al D. Lgs. 101/20 smi.

In tale contesto si è colta l'occasione di verificare la possibilità di utilizzare una simulazione Monte Carlo per caratterizzare l'ambiente di misura in termini di equivalente di dose ambientale, $H^*(10)$. Obiettivo di questo studio è stato determinare i parametri in grado di influire maggiormente sull'affidabilità dei risultati della simulazione. Come è noto, infatti, nel caso delle simulazioni Monte Carlo se la precisione è, almeno teoricamente (teorema del limite centrale), migliorabile all'aumentare del numero di particelle simulate, l'accuratezza della simulazione, ovvero, la rappresentatività del calcolo rispetto alla situazione reale, è molto più difficile da valutare e necessita di benchmark o confronti con dati sperimentali.

Il vantaggio dell'impiego di un modello Monte Carlo affidabile per uno studio di radioprotezione come questo sta nella possibilità di ottenere stime di dose, valutazioni di fluenza, stime di attenuazione delle strutture presenti, senza dover ricorrere ad ulteriori misure e in posizioni che sarebbero inaccessibili per una misura diretta.

Per validare la simulazione stati impiegati i risultati delle misure di rateo di $H^*(10)$ eseguite all'interno della stanza dove è stato installato il sistema per la tomografia.

Figura 1 – Teca della collezione etnografica dove è conservato lo strumento (in basso a destra)



Figura 2 – *Cornetto* dei musei di Reggio Emilia (in alto) e ricostruzione moderna da originali storici (in basso)



Figura 3 – Esempi di iconografia del *cornetto* nel XVI e XVII secolo



Ph. Galle (XVI secolo)
incisione su rame (part.)



B. Passerotti (XVI secolo)
Doppio ritratto, olio su tela
Musei Capitolini (Roma)



W. Kilian (1640)
Euterpe, incisione su rame
Herzog Anton Ulrich-Museum (Braunschweig)

MATERIALI E METODI

SISTEMA PER LA TOMOGRAFIA RX DELLO STRUMENTO

Per la tomografia RX è stato impiegato un sistema costituito da sorgente RX di tipo KEVEX PXS10 μ focus X-ray tube e da un Flat Panel Detector VARIAN modello PS2520D (area sensibile 19,5 x 24,4 cm²) (Riccardizi et al. 2024). Tale combinazione garantisce la scansione di oggetti di dimensioni medio-piccole e ad elevata risoluzione. Nel caso del *cornetto* l'acquisizione è stata eseguita in due tempi scansionando prima la metà inferiore e successivamente quella superiore, secondo un taglio perpendicolare al suo asse longitudinale, ottenendo voxel di 63.5 μ m di lato, e componendo successivamente i due set di immagini.

La tomografia è stata eseguita posizionando lo strumento, chiuso all'interno di un supporto, in polistirene espanso (che, data la bassa densità, $0,04 \text{ g/cm}^3$, ha un impatto trascurabile sull'esito dell'esame) appositamente modellato allo scopo.

Le caratteristiche della sorgente RX sono riportate in tabella 1.

Tabella 1 – Caratteristiche della sorgente RX KEVEX μ Focus PXS10-65W

kV max settabile	130 kV	HVL (mm eq Pb)	0,92
Corrente max	0,5 mA	TVL (mm eq Pb)	0,93
Potenza max	65 W	HVL (mm calcestruzzo)	20
Focal spot	7-100 μm	TVL (mm calcestruzzo)	66

CONSIDERAZIONI DI RADIOPROTEZIONE

Questo paragrafo riassume brevemente le valutazioni inserite dall'esperto di radioprotezione nella relazione tecnica allegata per la pratica radiologica con sorgente mobile.

Uno studio delle planimetrie del museo ha consentito di identificare le aree più idonee per l'installazione del sistema tomografico e la realizzazione dell'indagine RX sullo strumento. È stata individuata una stanza (n. 2 figura 4), situata al primo piano del museo, in un'ala esterna ai percorsi di visita e non accessibile dall'esterno, delimitata da un lato dal muro perimetrale esterno (di spessore 40 cm e costituito da mattone pieno) svettante sulla strada, da un corridoio/ballatoio arrivo di un montacarichi (n. 1 figura 4), da una corte interna al palazzo e infine, separata da un muro di 20 cm di spessore, da un'altra stanza, scelta per ospitare i comandi e i PC di elaborazione (n. 3 figura 4). Le altezze dal soffitto, nonché lo spessore dello stesso, assicurano circa il confinamento dell'eventuale campo diffuso X, motivo per cui non si è proceduto a valutazioni per le zone sotto o sovrastanti.

Si è proposto di installare il sistema tomografico vicino all'angolo tra il muro esterno e il muro che separa la stanza dal montacarichi, alla massima distanza dalla sala di controllo, con fascio RX rivolto verso il muro perimetrale, così da irraggiare verso l'esterno dell'edificio.

I calcoli per la relazione sono stati eseguiti impiegando formule semi-empiriche partendo dal rendimento del tubo valutato, tramite il software SpekCalc, imponendo una tensione di 130 kV (tensione massima) e ottenendo un kerma in aria di circa $190 \mu\text{Gy/mAs}$ a 1 m di distanza dal fuoco, lungo l'asse principale del fascio. Considerando la massima corrente utilizzabile, 0,5 mA, si è ottenuto un rateo di kerma in aria dell'ordine di $100 \mu\text{Gy/s}$, che costituisce una sovrastima, in quanto, sulla base delle caratteristiche e dello spessore dei manufatti sottoposto ad indagine il tubo è stato poi utilizzato a 80 kV.

Tenendo conto dei valori di tabella 1, che riportano uno spessore decivalente di 7 cm di calcestruzzo, per una tensione di 130 kV, per i muri si ottengono 3 - 5 TVL (valore in realtà approssimato per difetto, per effetto della minor tensione necessaria per l'indagine sullo strumento).

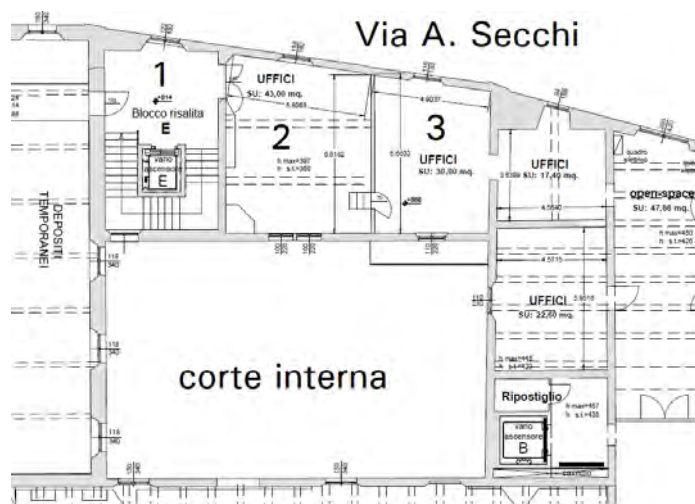
Inoltre, allo scopo di limitare le dosi agli operatori, l'accesso alla stanza della tomografia (n. 2 figura 4) è stato interdetto durante l'emissione RX.

Per quanto riguarda le stime di dose, alla luce delle condizioni di lavoro esposte, si è calcolato, per l'intera esecuzione della pratica radiologica, valori di dose per la popolazione non difforni dal fondo naturale di radiazione.

Per un operatore posto nella sala comandi, (n. 3 figura 4) si è tenuto conto della distanza tra l'operatore e il punto di diffusione, superiore a 5 m, e dell'abbattimento di almeno 3 TVL, dovuto alla parete divisoria.

Stimando un rateo di kerma in aria a 1 m perpendicolare alla direzione del fascio, di $1 \mu\text{Gy/s}$, 30 ore di irraggiamento complessivo e applicando i fattori di attenuazione descritti sopra, nella posizione dell'operatore, si ottiene un valore di $H^*(10) < 10 \mu\text{Sv}$ che costituisce, considerate le approssimazioni introdotte sui carichi di lavoro e le tensioni, una sovrastima della dose efficace complessiva e una valutazione conservativa della possibile esposizione degli operatori.

Figura 4 – Planimetria del primo piano dell'ala museale individuata per la tomografia: 1 zona montacarichi; 2 stanza per la tomografia; 3 stanza comandi e presenza operatori autorizzati.

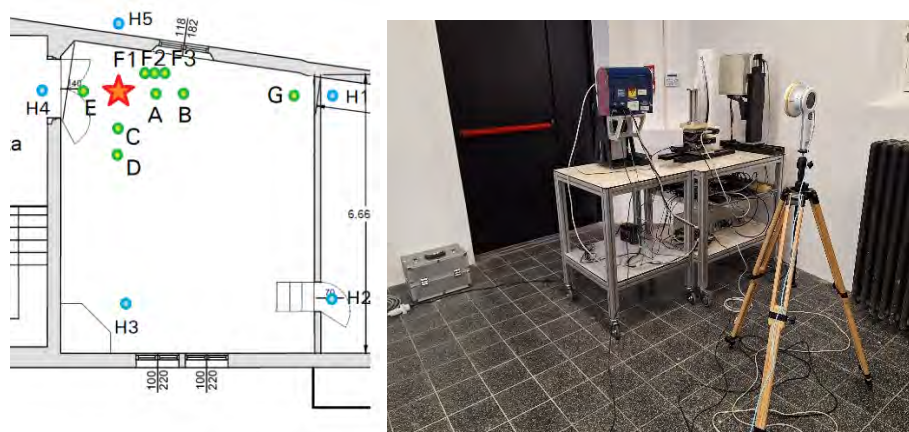


MISURE

Prima di procedere all'esecuzione dell'esame tomografico si è sono eseguite alcune misure di esposizione, in termini di rateo di dose ambientale, attorno alla sorgente RX per permettere così una validazione delle simulazioni Monte Carlo.

Per le misure è stata utilizzata una sonda RaySafe 452 della ditta FLUKE costituita da una combinazione di rivelatore allo stato solido e contatori Geiger – Müller, particolarmente indicata, data la buona sensibilità, per misure di leakage e di radiazione diffusa. Tali detettori sono posizionati nella sonda che è costituita da un disco di raggio 12,7 cm e spessore 8,3 cm. Lo schema dei punti di misura intorno al sistema di tomografia (stella rossa) è riportato in figura 5: A) a 130 cm dal pavimento (altezza del fuoco) a 1 m a destra del fuoco; B) a 2 m a destra del fuoco; C) a 1 m dietro al fuoco; C) a 2 m dietro al fuoco; E) a 1 m alla sinistra del fuoco; F1) a 1 m a destra del diffusore a 90 cm dal pavimento; F2) a 1 m a destra del diffusore a 130 cm dal pavimento; F3) a 1 m a destra del diffusore a 190 cm dal pavimento; G) a 1 m dalla parete di destra.

Figura 5 – Punti di misura (cerchi) attorno alla sorgente RX (stella) all'interno della stanza n.2; nell'immagine di destra la sonda in misura nel punto A, 1 m a destra del fuoco dell'apparecchiatura RX.



MODELLAZIONE MONTE CARLO DEGLI AMBIENTI E DELLA SORGENTE

Nelle simulazioni sono state riprodotte le principali strutture delle tre stanze individuate (figura 6). Essendo un edificio storico, non essendo noto il materiale di costruzione dei muri, è stato simulata una miscela di calcestruzzo standard, di densità $2,3 \text{ g/cm}^3$. Sono stati riprodotti i vani delle porte e delle finestre considerando per queste ultime la presenza dell'intelaiatura e degli scuri (in legno, miscela di H, C, O di densità $0,9 \text{ g/cm}^3$). Per quanto riguarda il termine sorgente, non si sono riprodotte le caratteristiche della macchina, ma si è stata scelta una configurazione estremamente semplificata costituita da una sorgente puntuale emittente un fascio conico di fotoni nella direzione della parete della stanza rivolta verso la strada. Lo spettro di emissione dei fotoni a 80 kV è stato ottenuto con SpekCalc. L'energia media dello spettro sorgente è di 36,4 keV. È stato inserito inoltre un contenitore di acciaio per riprodurre la parte di schermatura dovuta alla guaina del tubo stesso. Oltre al termine sorgente sono stati inseriti il tavolo (in legno), la tavola rotante (in acciaio), l'oggetto posto in scansione (legno inglobato in un parallelepipedo di polistirene) e il rivelatore Flat Panel (silicio). Solo pochi ulteriori elementi sono stati aggiunti alla simulazione, come il termosifone in ghisa, sotto la finestra verso la strada, e una struttura in legno appoggiata alla parete, per il possibile effetto sulle diffusioni multiple del campo di radiazione.

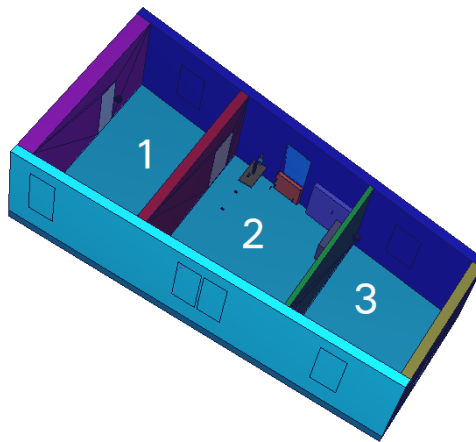
Attorno alla sorgente e in corrispondenza dei punti di misurazione (schema di figura 5) sono state definite delle celle di aria, di dimensioni corrispondenti a quelle del rivelatore, nelle quali è stata stimata la fluenza di fotoni e l'equivalente di dose ambientale $H^*(10)$.

Come punto di riferimento per i confronti tra simulazioni e misure è stato scelto il valore a 1 m di distanza alla destra del fuoco (punto A). Tutte le misure e tutte le simulazioni sono state normalizzate rispetto ad esso.

Allo scopo di valutare la sensibilità dei risultati rispetto all'impostazione dei parametri della sorgente, pur in una condizione così semplificata, si sono variate rispettivamente la filtrazione dello spettro a 80 kV, la tensione di lavoro da 50 kV a 120 kV e l'apertura del cono di emissione della radiazione.

Tutte le simulazioni sono state eseguite con il codice Monte Carlo MCNP6 (Pelowitz 2013)

Figura 6 – Geometria della simulazione Monte Carlo delle 3 stanze di figura 4



RISULTATI

In tabella 2 sono riportati i risultati delle misure nei punti dello schema di figura 5, i rapporti delle misure rispetto al riferimento (punto A) e i rapporti dei risultati delle simulazioni. I risultati delle simulazioni corrispondono al caso di spettro 80 kV, 0,5 mm Al di filtrazione aggiuntiva, angolo di apertura del fascio 55°.

Tutti risultati delle simulazioni e delle misure, quando non diversamente specificato, hanno una precisione dell'ordine dell'1% (a 1 deviazione standard).

Come si può osservare dal confronto tra i rapporti, a parte per il punto C, 1 m dietro al fuoco, dove l'intensità di radiazione simulata è superiore, per gli altri punti la differenza tra le misure e la simulazione è inferiore al 5%.

In tabella 3 sono riportate le variazioni dei rapporti delle simulazioni per due aperture di fascio differenti. Come atteso, l'aumento del volume interessato dall'irraggiamento produce un aumento della fluenza prodotta dall'elemento diffusore, come si può anche osservare dai risultati delle simulazioni per un'apertura del fascio di 70° in corrispondenza dei punti di misura posti a destra del diffusore (F1, F2 ed F3).

In figura 7 è riportato l'andamento dei valori di $H^*(10)$ per particella sorgente, valutati in funzione della variazione dell'energia del fascio da 40 kV a 120 kV. Si può notare come il valore dell'equivalente di dose ambientale dovuto alla radiazione diffusa cresca all'aumentare dell'energia del fascio primario.

In figura 8 sono mostrate le variazioni dei rapporti delle simulazioni nei vari punti stanza, in funzione del variare dell'energia del fascio. Le variazioni dei rapporti sono abbastanza limitate e contenute tra il -15% e il + 10%. Come si può rilevare i punti F2 ed F3, che corrispondono alle posizioni a destra del diffusore all'altezza del fuoco (130 cm dal pavimento) e a 180 cm dal pavimento, sono quelli meno affetti da tali variazioni di energia del fascio primario, il valore misurato in A e il valore misurato in F2 e F3 rimane infatti all'interno di un 1 – 2% (perciò all'interno dell'incertezza dei valori riportati) per le energie studiate.

Per quanto riguarda la filtrazione inerente, variazioni da 0 a 2 mm di Al comportano una variazione dei rapporti in tabella limitata a qualche punto percentuale.

Considerando la simulazione di riferimento, a 80 kV, dividendo il valore misurato nel punto A pari a 985,5 $\mu\text{Sv/h}$ e il valore simulato di 2,23E-15 μSv per particella sorgente, si ottiene un fattore di 4,43E17 che può essere utilizzato per normalizzare le stime ottenute dalla simulazione Monte Carlo, ottenendo così valori di dose coerenti. Nella tabella 4 sono riportati i valori simulati di ratei di $H^*(10)$ in $\mu\text{Sv/h}$, oltre all'energia media dei fotoni, nelle posizioni H1, al di là della parete della sala comandi (stanza n.3); H2, in corrispondenza dell'apertura della porta della sala comandi (a vano aperto); H3, dietro al fuoco, a 1 m dalla parete posteriore; H4, al di là della porta tagliafuoco REI 120 (stanza n.1); H5, al di là della parete esterna della stanza 2, in asse con il fascio.

Tabella 2 – Risultati delle misure e delle simulazioni

Punto di misura	Rateo misurato $\mu\text{Sv/h}$	Rapporto tra le misure	Rapporto tra le simulazioni
A	985.5	1	1
B	335.8	0.34	0.34
C	410.8	0.42	0.49
D	228.0	0.23	0.22
E	1091.8	1.11	1.15
F2	1564.2	1.67	1.71
F3	1641.7	1.59	1.61
F1	1064.3	1.08	1.11
G	125.0	0.13	0.12

Tabella 3 – Variazione dei rapporti tra le simulazioni in funzione dell'apertura del fascio

Punto di misura	Rapporto tra le simulazioni (apertura 55°)	Apertura 20°	Apertura 70°
B	0.34	1%	10%
C	0.49	21%	-6%
D	0.22	32%	-6%
E	1.15	1%	-1%
F2	1.71	-9%	202%
F3	1.61	-11%	183%
F1	1.11	12%	244%
G	0.12	-8%	17%

Come si può osservare dai dati in tabella 4 l'energia media dei fotoni aumenta all'aumentare dell'attenuazione del mezzo e si abbassa per il contributo della diffusione, passando dai 39,9 keV, valore calcolato all'interno della stanza, a 1 m dalla parete posteriore, ai 52,2 keV, stimati per un rivelatore posto oltre la porta REI, costituita di materiale metallico, che separa la prima dalla seconda stanza.

Figura 7 – Andamento dei valori di $H^*(10)$ nel punto A in funzione dell'energia del fascio

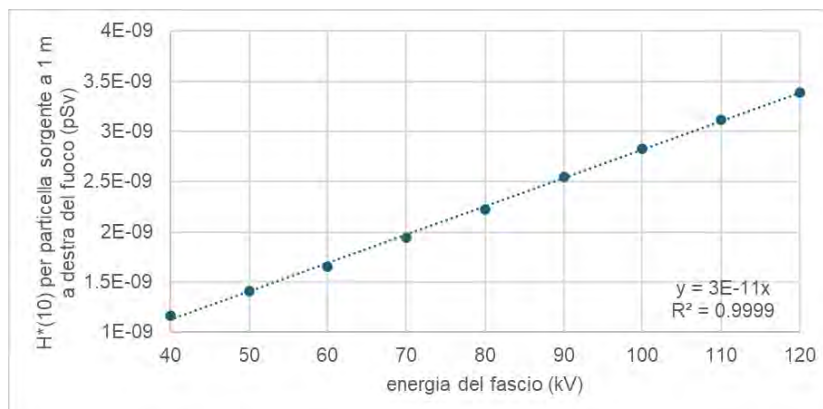


Figura 8 – Andamento dei rapporti tra le dosi ambientali simulate al variare dell'energia del fascio

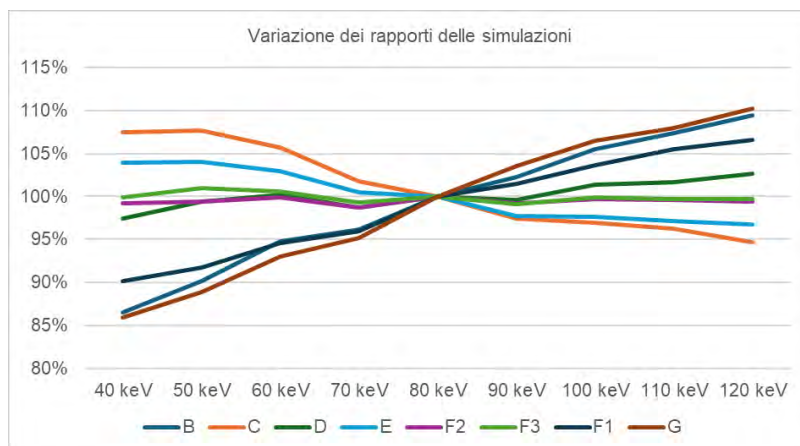


Tabella 4 – Valori simulati di H*(10) in alcuni punti delle sale

Punto di misura	H*(10) $\mu\text{Sv/h}$	Incertezza %	Energia media (keV)
H1	< 0.02	> 10	43,3
H2	9	1.5	40,8
H3	59	0.4	39.9
H4	0.1	10	52,2
H5	1	5	46,0

DISCUSSIONE

Il modello utilizzato per le simulazioni Monte Carlo, e nello specifico per la ricostruzione del termine sorgente, è piuttosto semplificato, ma si è dimostrato sufficientemente accurato per riprodurre, con una tolleranza di qualche punto percentuale, la maggior parte dei valori ottenuti con le misure sul campo. L'eccezione più rilevante è costituita dal punto posto 1 m dietro al fuoco che probabilmente è maggiormente dipendente dalla struttura specifica della macchina RX. Il modello, tramite la normalizzazione scelta (misure ottenute nel punto A dello schema di figura 5), ha permesso di valutare il rateo di dosi equivalente ambientale al di là della parete esterna, in corrispondenza del fascio, dove si è calcolato un valore di 1 $\mu\text{Sv/h}$. La distanza tra il fuoco e tale posizione è di 180 cm. Se si considera l'ampiezza della sede stradale, la distanza con il punto più vicino, alla medesima altezza della sorgente RX, in linea d'aria, è dell'ordine di 700 cm. In prima approssimazione, considerando solamente l'emissione del fascio, e il rapporto tra le basi a del cono generatore, avente l'apertura del fascio, a 180 cm e 800 cm distanza si ottiene un fattore dell'ordine di 20 che applicato al rateo di dosi lo ridurrebbe al valore di 0,05 $\mu\text{Sv/h}$. Per confronto, la dose media gamma misurata in aria, da fondo ambientale, è di 0,108 $\mu\text{Sv/h}$ (dato nazionale ISIN) (ISIN 2022) di 0,099 $\mu\text{Sv/h}$ (dato per la provincia di Reggio Emilia, ARPAE)¹.

Similmente per quanto riguarda l'esposizione degli operatori dal punto H1 della tabella 4 per 30 ore di irraggiamento si otterrebbe un'esposizione cumulativa di 0,6 μSv . Dalla stessa tabella, per effetto della diffusa, solo nel caso l'operatore si trovasse in corrispondenza del vano della porta nel corso dell'irraggiamento (punto H2), a porta aperta e in vista della sorgente, potrebbe accumulare nel corso di un'ora di irraggiamento un H*(10) dell'ordine dei 10 μSv , ma questa condizione di lavoro è evitata dall'interdizione all'accesso alla sala nel

¹ Valore riportato sul sito istituzionale ARPAE <https://webbook.arpae.it/indicatore/Dose-gamma-assorbita-in-aria-00001/?espandi=grafici&cat=tabelle>; consultato il 26/08/24.

corso della pratica e dalla presenza di una porta tra le due stanze che attenua di almeno un ordine di grandezza la dose cumulata. Entrambe queste valutazioni sono coerenti con quanto riportato nella relazione di radioprotezione.

CONCLUSIONI

Lo scopo del presente lavoro era verificare la possibilità di simulare lo scenario indagato impiegando il minimo di informazioni note (nello specifico, planimetria delle stanze, energia del fascio RX e apertura del fascio), validare le simulazioni attraverso specifiche misure e confrontare i risultati ottenuti dai modelli semi-empirici.

I risultati delle simulazioni, nei limiti dell'accuratezza del modello impiegato, mostrano, nel loro insieme, un buon accordo con i dati di misura.

È stato inoltre possibile verificare il contributo relativo dei parametri indagati sulla qualità complessiva della simulazione, mostrando come l'apertura del fascio, rispetto a energia del fascio e alla sua filtrazione, sia il parametro prevalente.

BIBLIOGRAFIA

C. Canevari, P. Ferrari, C. Merlo, P. Modesti, *"Il cornetto "africano" dei Musei Civici di Reggio Emilia. Un progetto di studio, restauro, conservazione e valorizzazione"*, Lo stato dell'arte 21 – Atti del XXI Congresso Nazionale IGIC, 2023

ISIN, *"La sorveglianza della radioattività ambientale in Italia"* ISIN - Ispettorato nazionale per la sicurezza nucleare e la radioprotezione Rapporto 2022 ISBN: 978-88-946033-2-3.

D.B. Pelowitz (editor) 2013 *MCNP6 USER'S MANUAL* Version 1.0 (LANL Los Alamos LA-CP-13-00634).

C. Riccardizi, M. Bettuzzi, N. Amjad, Z. Beidaghi, R. Brancaccio, M.P. Morigi, P. Ferrari, P. Modesti, C. Canevari *"Portable X-ray CT system for on-site Cultural Heritage analysis: the case study of the cornetto"* 2024 IEEE International Conference on Metrology for Archaeology and Cultural Heritage (MetroArchaeo 2024) - SHORT ABSTRACT

Aggiornamento UNI del glossario di Radioprotezione

Sandro Sandri¹

¹AIRP – UNI Comitato SC1, Roma

sandro.airp@gmail.com

Riassunto

Il documento UNI/TR 11496:2013 "Energia nucleare - Glossario di radioprotezione", disponibile nel sito UNI dal 04 luglio 2013, è stato preso in considerazione dal comitato UNI/CT 045/SC 01 "Terminologia nucleare" (del quale fa parte anche AIRP con un suo rappresentante) per la sua revisione. A parere del comitato alcuni termini contenuti nel documento del 2013 sono obsoleti o si riferiscono ad applicazioni di carattere strettamente medico e non riguardano la radioprotezione in generale che dovrebbe essere l'argomento di riferimento. Inoltre le definizioni richiedono importati aggiornamenti in seguito alle modifiche intercorse nella normativa internazionale (es. IAEA), europea (es. Direttiva EU 13/59) e nazionale, nonché a causa delle nuove tecnologie introdotte nel settore negli ultimi anni.

Nel presente rapporto si ripercorre sinteticamente la storia recente dei dizionari e dei glossari di radioprotezione con particolare riferimento ai contributi dell'AIRP, si evidenziano i criteri alla base della revisione attualmente in corso e si portano alcuni esempi relativi ai principali termini eliminati, aggiunti o aggiornati.

La revisione del documento, ormai quasi completata, sarà proposta entro quest'anno o agli inizi del prossimo per una pubblicazione aggiornata del glossario di radioprotezione dell'UNI.

SOMMARIO

PREMESSA.....	1
SCOPO DELLA NORMA	3
I GLOSSARI DI RADIOPROTEZIONE IN AMBITO INTERNAZIONALE	3
GLOSSARIO ICRP	4
GLOSSARIO IAEA	4
GLOSSARI ISO.....	4
GLOSSARIO EURATOM.....	5
GLOSSARI NCRP	5
I GLOSSARI DI RADIOPROTEZIONE IN ITALIA.....	6
GLOSSARI DELL'ISS.....	6
GLOSSARI DELL'ENEA.....	6
GLOSSARI DELL'INAIL.....	6
GLOSSARI DELL'UNI	7
GLOSSARIO DEL DECRETO LEGISLATIVO 101/2020	7
I TERMINI RILEVANTI.....	7
RINGRAZIAMENTI	8

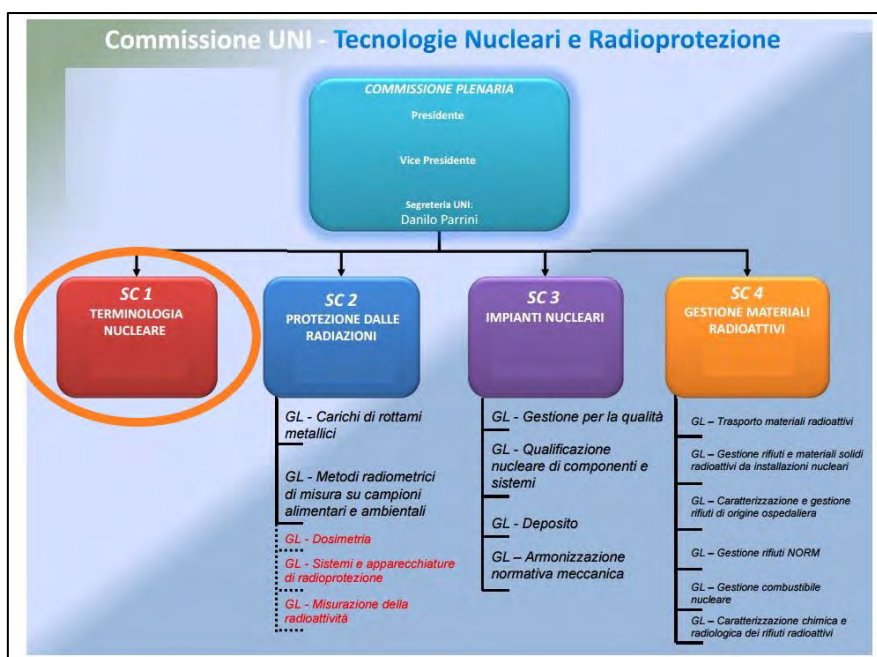
PREMESSA

I glossari di radioprotezione sono sviluppati e pubblicati in varie forme ormai da molti anni. Hanno una notevole rilevanza sia a livello nazionale sia a livello internazionale in particolare per i seguenti aspetti:

- Coerenza: garantiscono che i concetti e i termini di radioprotezione siano compresi in modo coerente in diversi paesi e discipline.
- Regolamentazione: costituiscono la base per le normative internazionali e nazionali, aiutando a mantenere standard di sicurezza uniformi.
- Comunicazione: facilitano una comunicazione chiara tra professionisti, ricercatori e organismi di regolamentazione coinvolti nella radioprotezione.

La sottocommissione UNI/CT 045/SC 01 "Terminologia nucleare" (della quale fa parte anche AIRP con un suo rappresentante) fa parte della Commissione UNI 045 "Tecnologie Nucleari e Radioprotezione", la cui organizzazione è riprodotta schematicamente in Figura 1.

Figura 1 – Organizzazione della commissione UNI 045 "Tecnologie Nucleari e Radioprotezione"



La SC 01, che si occupa dell'aggiornamento e della pubblicazione di norme relative alla raccolta della terminologia nucleare e di radioprotezione, ritenendo che per il documento UNI/TR 11496:2013 "Energia nucleare - Glossario di radioprotezione", disponibile nel sito UNI dal 04 luglio 2013, fosse necessaria una revisione, ha avviato il relativo processo. La nuova norma è stata aggiornata in buona parte e potrebbe essere disponibile tra pochi mesi.

La norma è nata a suo tempo come documento di riferimento nel settore di impiego delle radiazioni ionizzanti considerando la radioprotezione una disciplina di primario interesse per quanto riguarda la tutela della salute, sia di coloro che direttamente operano con le radiazioni sia di coloro che direttamente o indirettamente ne subiscono gli effetti.

L'esigenza di redigere un glossario di radioprotezione si era resa necessaria non solo al fine di uniformare il linguaggio tra gli esperti della materia, ma anche per fornire ai non addetti il corretto significato dei termini di corrente impiego.

L'aggiornamento di questa norma è comunque un processo scontato in quanto il linguaggio della radioprotezione si arricchisce di giorno in giorno di nuovi concetti e nuove impostazioni dottrinarie, come si evidenzia ad esempio nelle definizioni contenute nel Dlgs 101/20.

Il glossario e il suo aggiornamento contengono in particolare termini afferenti alle seguenti discipline:

- Grandezze e unità di misura
- Dosimetria esterna
- Dosimetria interna
- Sorveglianza fisica
- Sorveglianza medica

- Radioprotezione del paziente
- Radioprotezione della popolazione e dell'ambiente.

Nella versione in via di completamento si è deciso di eliminare alcune delle voci che apparivano fuori dal contesto della radioprotezione, ma sono stati anche inseriti taluni “nuovi” termini che trovano corrente impiego nella pratica colloquiale degli esperti di radioprotezione. Anche nella nuova versione sono fornite le traduzioni dei termini in lingua inglese, dei quali, al fondo della norma, è riportato l'Indice alfabetico con i rispettivi numeri d'ordine.

SCOPO DELLA NORMA

La norma UNI/TR 11496 rappresenta uno strumento utile per uniformare la comunicazione nel contesto dell'impiego delle radiazioni ionizzanti nei settori della ricerca, dell'energia e della sanità, oltre che negli impieghi più genericamente industriali, per quanto concerne gli aspetti della protezione sanitaria e ambientale.

Questo vale sicuramente nella normale attività, ma è ancora più rilevante in condizioni di malfunzionamento o di incidente. Gli aspetti conseguenti eventi anomali di rilasci radioattivi con il coinvolgimento di operatori e individui della popolazione rendono fondamentale la chiarezza in merito ai termini adeguati da utilizzare. Spesso, infatti, nelle situazioni di emergenza si fa ricorso ad una terminologia impropria, o per lo meno non conforme, che può essere fuorviante o condurre ad allarmismi ingiustificati. L'unificazione della semantica in materia di radioprotezione perseguita dalla norma può fornire il mezzo adeguato alla gestione e l'informazione corrette a fronte di un evento che richiede prontezza, chiarezza e adeguatezza nella divulgazione.

I GLOSSARI DI RADIOPROTEZIONE IN AMBITO INTERNAZIONALE

Anche a livello internazionale sono reperibili diversi glossari di radioprotezione, talvolta inseriti in documenti di carattere più generale. I glossari internazionali di radioprotezione, spesso indicati con il termine “vocabulary”, raccolgono terminologie e definizioni standardizzate, utilizzate a livello globale per garantire una comunicazione e una comprensione coerenti nel campo della radioprotezione a livello internazionale. Questi glossari sono sviluppati e mantenuti da organizzazioni internazionali per armonizzare il linguaggio utilizzato in regolamenti, linee guida e pratiche relative alla sicurezza dalle radiazioni ionizzanti.

Spesso dai glossari internazionali derivano quelli di carattere nazionale e da questi frequentemente sono tratti molti termini che confluiscono nelle norme e nella legislazione nazionali.

I principali glossari di radioprotezione a livello internazionale sono quelli pubblicati da:

- ICRP: International Commission on Radiological Protection
- IAEA: International Atomic Energy Agency
- ISO: International Organization for Standardization
- EURATOM (organizzazione europea): European Atomic Energy Community
- NCRP (organizzazione statunitense): National Council on Radiation Protection and Measurements

Le ultime due organizzazioni in elenco sono in realtà organismi sovranazionali. L'Euratom è una struttura europea che, rispetto alle tematiche qui considerate, fa da tramite tra i primi

organismi nell'elenco e le organizzazioni delle singole nazioni europee, mentre NCRP svolge una funzione analoga verso gli stati che appartengono agli USA.

GLOSSARIO ICRP

Il glossario ICRP è disponibile online sul sito http://icrpaedia.org/ICRP_Glossary e fornisce un set standardizzato di termini e definizioni utilizzati nelle raccomandazioni e nelle pubblicazioni dell'ICRP, che è uno degli organismi leader nella protezione dalle radiazioni. Alcune voci includono descrizioni storiche per aiutare i lettori a comprendere meglio il termine ripercorrendo l'evoluzione e l'uso di queste voci. Essendo un documento online, è aggiornato regolarmente. Molte pubblicazioni ICRP presentano comunque i propri glossari, tra cui, ad esempio, termini altamente specializzati pertinenti a quella specifica pubblicazione o comodi da avere a portata di mano, o, talvolta, quando si introducono nuovi termini ancora da aggiungere al Glossario ICRP generale.

Il Glossario ICRP non è un dizionario, i termini già trattati ad esempio nell'Oxford English Dictionary non sono inclusi, a meno che non siano necessarie ulteriori spiegazioni per comprendere il modo in cui questi termini sono utilizzati nelle pubblicazioni ICRP.

GLOSSARIO IAEA

L'ultimo glossario IAEA contenente termini relativi alla radioprotezione è il IAEA Safety Glossary: 2018 Edition, attualmente in fase di revisione.

L'IAEA Safety Glossary definisce e spiega i termini tecnici utilizzati negli IAEA Safety Standards e in altre pubblicazioni IAEA relative alla sicurezza e alla radioprotezione, e fornisce informazioni sul loro utilizzo. L'edizione 2018 dell'IAEA Safety Glossary è una nuova edizione dell'IAEA Safety Glossary, originariamente pubblicata nel 2007. È stata rivista e aggiornata per tenere conto della nuova terminologia e dell'utilizzo negli standard di sicurezza pubblicati tra il 2007 e il 2018. Le revisioni e gli aggiornamenti riflettono gli sviluppi nelle aree tecniche di applicazione degli standard di sicurezza e i cambiamenti negli approcci normativi negli Stati membri.

GLOSSARI ISO

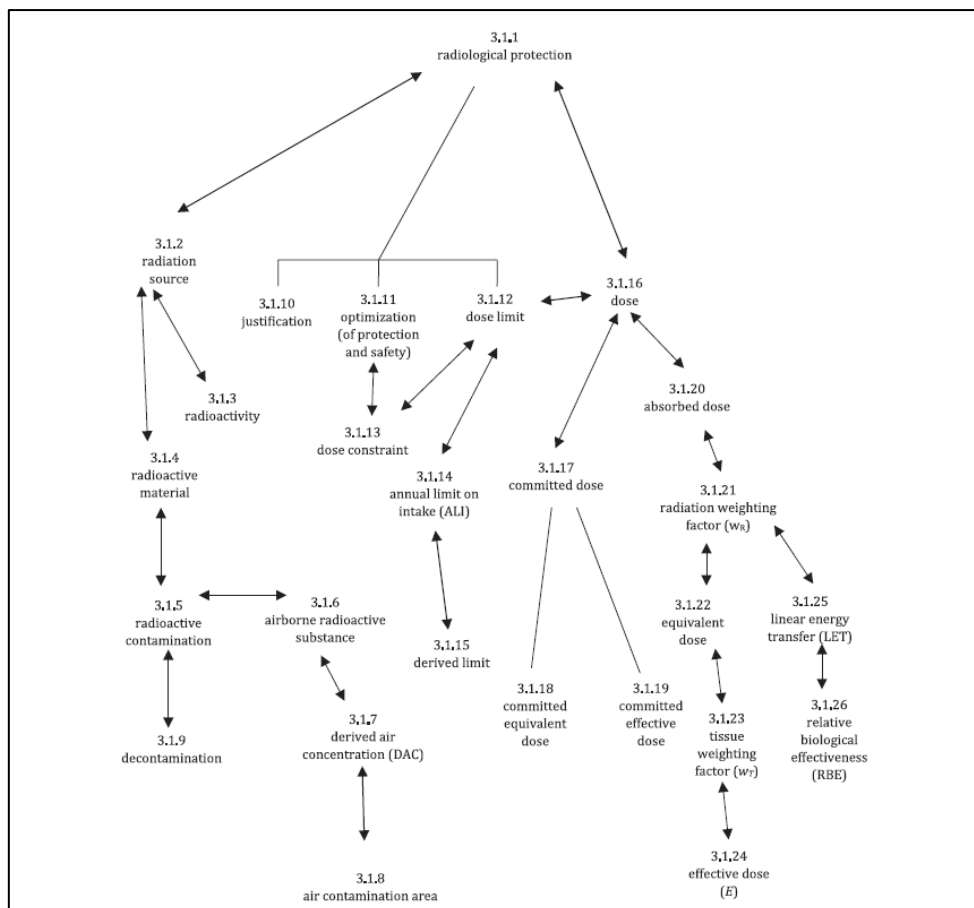
L'ISO è una federazione mondiale di organismi nazionali di normazione (organismi membri ISO) tra i quali si colloca anche l'UNI, l'organismo di normazione italiano. Il lavoro di preparazione degli standard internazionali è normalmente svolto tramite comitati tecnici ISO in collaborazione con i comitati nazionali.

Ogni organismo membro interessato a un argomento per il quale è stato istituito un comitato tecnico ha il diritto di essere rappresentato in tale comitato. Anche le organizzazioni internazionali, governative e non governative, in collegamento con l'ISO, prendono parte al lavoro. L'ISO collabora strettamente con la Commissione elettrotecnica internazionale (IEC) su tutte le questioni di standardizzazione elettrotecnica.

L'ultimo rilevante glossario pubblicato da ISO, dedicato anche alla radioprotezione, è l'ISO 12749-2:2022(en). Nuclear energy, nuclear technologies, and radiological protection — Vocabulary — Part 2: Radiological protection. Lo schema di Figura 2, che mette in evidenza

le voci di radioprotezione e i paragrafi in cui sono considerate, è estratto appunto dal glossario ISO.

Figura 2 – Schema che evidenzia le voci di radioprotezione trattate nella ISO 12749-2:2022



GLOSSARIO EURATOM

La comunità europea per l'energia atomica (EURATOM) emana le direttive che sono poi recepite dagli stati membri nella rispettiva legislazione nazionale. In molte direttive sono incluse definizioni che possono a tutto titolo essere considerate dei glossari. Un autorevole esempio è rappresentato dalla Direttiva 2013/59/Euratom del Consiglio, del 5 dicembre 2013, che stabilisce norme fondamentali di sicurezza relative alla protezione contro i pericoli derivanti dall'esposizione alle radiazioni ionizzanti, e che abroga le direttive 89/618/Euratom, 90/641/Euratom, 96/29/Euratom, 97/43/Euratom e 2003/122/Euratom. In questa direttiva sono presenti, all'articolo 4, 99 definizioni inerenti alla radioprotezione. Le stesse sono riprese e ampliate dalle normative degli stati membri.

GLOSSARI NCRP

L'NCRP può essere considerato come un organismo sovranazionale che fornisce tra l'altro la terminologia e le definizioni comunemente utilizzate nella protezione dalle radiazioni ionizzanti negli Stati Uniti. I rapporti emessi da questa commissione influenzano direttamente le

normative adottate nei diversi stati federali e sono spesso presi in considerazione anche per l'adeguamento delle pratiche internazionali.

I GLOSSARI DI RADIOPROTEZIONE IN ITALIA

In Italia, i glossari di radioprotezione sono pubblicati da diverse istituzioni e organizzazioni che operano nel campo della sicurezza radiologica e nucleare. Questi glossari forniscono a livello nazionale una terminologia standardizzata per garantire una comunicazione chiara e coerente tra i professionisti del settore, le autorità regolatorie e il pubblico. Spesso i glossari pubblicati in Italia sono inclusi in forma di definizioni all'interno di documenti più estesi.

I principali organismi nazionali che diffondono in vario modo dei glossari di radioprotezione sono:

- L'Istituto Superiore di Sanità (ISS)
- L'Ispettorato nazionale per la sicurezza nucleare e la radioprotezione (ISIN)
- L'Agenzia nazionale per le nuove tecnologie, l'energia e lo sviluppo economico sostenibile (ENEA)
- L'Istituto Nazionale per l'Assicurazione contro gli Infortuni sul Lavoro (INAIL)
- L'Ente Nazionale di Unificazione (UNI)
- Vari organismi nel Decreto Legislativo 101/2020

GLOSSARI DELL'ISS

L'Istituto Superiore di Sanità pubblica molte linee guida e rapporti che contengono spesso riferimenti alla radioprotezione. In particolare alcuni rapporti ISTISAN contengono glossari pertinenti a questo settore.

L'ISS è infatti il principale ente di ricerca e controllo per la salute pubblica in Italia ed è scontato che si occupi anche della salvaguardia degli individui rispetto al rischio di esposizione alle radiazioni ionizzanti.

GLOSSARI DELL'ENEA

L'ENEA è un'agenzia nazionale che si occupa di ricerca e sviluppo in vari settori, tra cui la radioprotezione. Quest'ultima tematica è stata tra le più rilevanti trattate dall'agenzia nel secolo scorso ma anche più recentemente l'ENEA ha continuato a dare rilevanza a questi aspetti pubblicando tra l'altro dei glossari di radioprotezione nel 2005 e nel 2007 in collaborazione con la sottocommissione UNICEN n. 1 "Terminologia nucleare". Due di questi glossari sono stati in particolare dedicati alla "Radioprotezione della popolazione e dell'ambiente" e alla "Sorveglianza fisica". I glossari ENEA, pubblicati come rapporti tecnici, sono stati propedeutici alla pubblicazione del UNI/TR 11496:2013 già citato.

GLOSSARI DELL'INAIL

Dal 2010 l'INAIL incorpora l'Istituto Superiore di Prevenzione e Sicurezza del Lavoro (ISPESL) e ne svolge le funzioni, con particolare riferimento alla pubblicazione di linee guida che includono molti aspetti di radioprotezione. Attualmente INAIL pubblica opuscoli di riferimento

nel campo della radioprotezione all'interno della collana "salute e sicurezza". L'ultima pubblicazione di rilievo in questo settore è il volume "Progettazione di ambienti dedicati alla manipolazione di sorgenti non sigillate e alla produzione di radiofarmaci" del 2022. In questo documento sono incluse molte definizioni inerenti alla radioprotezione, anche se non è presente un glossario.

GLOSSARI DELL'UNI

L'UNI (Ente Italiano di Normazione) è l'organismo responsabile della normazione tecnica in Italia e sviluppa standard che coprono una vasta gamma di settori, inclusa la radioprotezione. I glossari di radioprotezione pubblicati dall'UNI forniscono una terminologia standardizzata per garantire che i professionisti del settore, le autorità regolatorie e le aziende utilizzino lo stesso linguaggio tecnico. Il documento UNI/TR 11496:2013 è appunto l'ultimo glossario specifico per la radioprotezione, in ordine di tempo, pubblicato da UNI. La medesima commissione che sta curando la revisione di questo documento ha anche completato il progetto di norma UNI 1604803 "Disattivazione impianti ed installazioni nucleari – Gestione e smaltimento dei residui radioattivi – Glossario", che contiene diversi termini inerenti alla radioprotezione.

GLOSSARIO DEL DECRETO LEGISLATIVO 101/2020

Il Decreto Legislativo 101/2020, che recepisce la Direttiva Europea 2013/59/Euratom, include un glossario che definisce i termini e i concetti chiave della radioprotezione nel contesto della legislazione italiana. Il glossario in questione è sviluppato nelle definizioni dell'art. 7, comma 1, dove sono riportate 162 voci. Praticamente tutte queste definizioni sono state riprese nel glossario in via di aggiornamento, talvolta con piccole modifiche e aggiustamenti, necessari secondo il parere dei membri della commissione.

I TERMINI RILEVANTI

La revisione del glossario UNI/TR 11496:2013 ha portato (finora) le 1001 voci presenti a 1138. Alcuni termini sono stati eliminati ma un buon numero è stato aggiunto per il necessario adeguamento alle norme nazionali e internazionali.

Diverse voci presenti nel precedente glossario erano strettamente di carattere medico e si è deciso di eliminarle considerandole non inerenti alla radioprotezione, come ad esempio: anamnesi, angiografia analogica, angiografia convenzionale, angioplastica transluminale percutanea, visita medica specialistica.

Sono state eliminate anche alcune voci ritenute troppo generiche o obsolete, come ad esempio: criteri stabiliti, de minimis, dose genetica.

Sono state aggiornate/modificate alcune voci modificate o introdotte dalle ultime normative nazionali, come ad esempio: accompagnatore, datore di lavoro di lavoratori esterni, situazione di esposizione di emergenza, situazione di esposizione esistente, situazione di esposizione pianificata, specialista in fisica medica, titolare dell'autorizzazione, vincolo di dose.

Sono state inserite nuove voci, come ad esempio: adrone, bonifica, caratterizzazione radiologica, consultazione, controllo di qualità, deposito definitivo, deposito temporaneo, destinatario, difesa in profondità, esperto di radioprotezione, esperto in interventi di



risanamento radon, impianto (di vario tipo), ISIN, materiale da costruzione, NORM, notifica, portale radiometrico, residuo, servizio integrato, sorgente ad alta attività, specialista in fisica medica, uranio arricchito, uranio impoverito.

RINGRAZIAMENTI

Si ringraziano Massimo Sepielli, Giampiero Bisceglie, Fabio Chiaravalli, Alessandro Guerrieri, Luigi Noviello, Ignazio Papa, Danilo Parrini, Lorian Ricciardi, Angelo Tirabasso, membri del comitato UNI/CT 045/SC 01 "Terminologia nucleare" il cui lavoro ha consentito la preparazione di questa relazione.

Calibrazione e applicazione della spettrometria gamma con rivelatori HPGe per la radioprotezione ambientale in Italia

Debora Siqueira Nascimento^{1,2}; Andrea Chierici²; Riccardo Ciolini²; Stefano Chiappini¹; Francesco d'Errico²; Massimo Chiappini¹

¹Istituto Nazionale di Geofisica e Vulcanologia, Roma, Italy

²Dipartimento di Ingegneria Civile e Industriale, Università di Pisa, Pisa, Italy

debora.siqueiranascimento@ingv.it

Riassunto

Lo studio delle dinamiche della radioattività ambientale e delle sue implicazioni per la salute umana è cruciale nella ricerca scientifica contemporanea. La spettrometria gamma, utilizzando rivelatori al germanio ad alta purezza (HPGe), emerge come una tecnica chiave per misurare con precisione la radioattività. La corretta calibrazione del sistema HPGe in termini di energia ed efficienza è fondamentale per garantire l'affidabilità dei risultati. Per questo sono state utilizzate sorgenti calibrate IAEA-U e IAEA-Th, assicurando misurazioni accurate e solide basi per valutazioni dettagliate dei livelli di radioattività. I risultati dello studio mostrano che le curve di calibrazione energetica presentano un'eccellente linearità per entrambe le sorgenti, con coefficienti di correlazione superiori a 0,99. La calibrazione dell'efficienza ha mostrato errori ridotti, con un massimo inferiore al 4%, al di sotto della soglia raccomandata. Inoltre, la ripetibilità delle misurazioni è stata confermata in un arco di quattro anni, dimostrando l'affidabilità e la stabilità del metodo. Questi sistemi calibrati HPGe sono pronti per l'analisi spettrale dei terreni italiani, con rilevanti implicazioni pratiche per la valutazione dell'impatto ambientale e per le future indagini sulla salute pubblica legate alla radioattività.

1. INTRODUZIONE

La spettrometria gamma è una tecnica ampiamente utilizzata per valutare la presenza di radionuclidi in campioni ambientali, rivestendo un ruolo fondamentale nel campo della radioprotezione. L'identificazione accurata dei materiali radioattivi è essenziale per garantire la sicurezza della popolazione e per monitorare le aree potenzialmente contaminate. La spettroscopia gamma consente la rilevazione e la quantificazione precisa dei radionuclidi, contribuendo alla valutazione dei rischi radiologici e alla protezione dell'ambiente e della salute umana (Buchtela, 2005; Nir-EI, 1998).

Inoltre, la capacità della spettrometria gamma di fornire dati in tempo reale e mappature spaziali della contaminazione radioattiva è di grande importanza per il monitoraggio ambientale. Essa è impiegata in diversi approcci di monitoraggio ambientale (IAEA, 2003), utilizzando spettrometri su aerei o veicoli terrestri per misurazioni aeree e terrestri, rispettivamente (IAEA, 2003). Gli spettrometri portatili sono pratici per applicazioni mobili, mentre gli spettrometri da laboratorio sono utilizzati per misurazioni più precise. In laboratorio, spettrometri affidabili sono impiegati per analizzare campioni di rocce e suoli. Studi globali su ampie aree hanno utilizzato misurazioni gamma a terra e in aria, con risultati espressi in termini di ratei di dose o concentrazioni di radioelementi (IAEA, 1995; IAEA, 1997; Green et al, 1993). Per ottenere risultati precisi, è essenziale una calibrazione adeguata degli strumenti. L'Agenzia Internazionale per l'Energia Atomica (IAEA) svolge un ruolo chiave nello stabilire standard per la calibrazione degli strumenti per rivelazione di raggi gamma e nella preparazione di materiali di riferimento geologici per tali scopi.

Considerando l'importanza di una mappatura ambientale accurata, stiamo ottimizzando il nostro rivelatore al germanio ad alta purezza (HPGe, High Purity Germanium) presente nel Laboratorio dell'Istituto Nazionale di Geofisica e Vulcanologia, per poter essere utilizzato come strumento di riferimento per le misurazioni sul campo. Il primo passo in questa direzione consiste in una calibrazione completa in energia e in efficienza. La calibrazione energetica è fondamentale per garantire l'identificazione accurata dei radionuclidi, essenziale per una mappatura ambientale precisa. Determinando con esattezza le energie dei raggi gamma emessi dalle sorgenti radioattive, il nostro rivelatore contribuirà alla creazione di mappe ambientali dettagliate e affidabili, permettendo di identificare con sicurezza la distribuzione dei materiali radioattivi. La calibrazione dell'efficienza è altrettanto importante per quantificare

correttamente le concentrazioni di radionuclidi nell'ambiente. Questo processo stabilisce una relazione coerente tra la risposta del rivelatore e i livelli energetici della radiazione gamma in ingresso, consentendoci di misurare accuratamente la quantità di materiale radioattivo presente.

La curva di efficienza è influenzata dalle caratteristiche del sistema di rivelazione e dalla forma e composizione del campione. La determinazione teorica può essere ottenuta tramite simulazione Monte Carlo o in modo semi-empirico utilizzando metodi analitici. In termini pratici, la determinazione sperimentale avviene utilizzando campioni standard contenenti un intervallo di radionuclidi con attività note, coprendo l'intervallo energetico di interesse.

I materiali di riferimento certificati (CRMs) si sono dimostrati una fonte adeguata per la determinazione dell'efficienza di rivelazione degli HPGe (Nir-EI, 1998; Ebaid, 2009; IAEA, 1987). Pertanto, lo scopo di questo lavoro è calibrare il nostro rivelatore HPGe utilizzando una sorgente CRM (IAEA-U) in termini di energia ed efficienza. Ciò permetterà in futuro di comprendere meglio la distribuzione spaziale dei contaminanti radioattivi nell'ambiente, sostenendo gli sforzi per salvaguardare l'integrità ambientale e la salute pubblica.

2. METODOLOGIA

2.1. Spettrometria gamma con rivelatore HPGe

Le misurazioni di spettrometria gamma sono state eseguite utilizzando un rivelatore coassiale di tipo p al germanio ad alta purezza (HPGe), specificamente il modello GEM40P4-76 ORTEC. Il criostato impiegato in questo studio è il modello CFG-PV4. Il cristallo ha un diametro di 64 mm e una lunghezza di 66,8 mm, con un'efficienza relativa misurata del 49% ad un'energia di 1,33 MeV. Il sistema è schermato con un sistema basso fondo a quattro strati: il primo strato è composto da 1,8 mm di rame, seguito da uno strato di 0,81 mm di stagno. Successivamente, è presente uno spessore di piombo di 150 mm e, infine, un ulteriore strato di piombo di 0,8 mm. Questo sistema di schermatura, con una altezza totale di 258 mm, è progettato per minimizzare efficacemente le interferenze dovute alla radiazione di fondo del laboratorio.

2.2. Materiale di Riferimento Certificato

Il Materiale di Riferimento Certificato (CRM) è fornito e certificato dall'IAEA attraverso i suoi Servizi di Controllo della Qualità Analitica, ed è utilizzato come fonte di calibrazione affidabile. I CRM dell'IAEA forniscono concentrazioni note di radioattività misurate in becquerel per chilogrammo (Bq/kg). In questo studio, sono state utilizzate le sorgenti IAEA-U e IAEA-Th come CRM scelto: le loro principali caratteristiche sono riportate nella Tabella 1.

Tabella 1. Dettagli dell'attività delle sorgenti IAEA-U e IAEA-Th.

Campione	Analita	Attività	σ_A
IAEA- U	^{232}Th	4	-
	^{235}U	228	± 2
	^{238}U	4940	± 30
	^{40}K	0.63	-
	K	20	-
	Th	1	-
	U	400	± 2
IAEA-Th	^{232}Th	3250	± 180
	^{235}U	3.6	± 0.6
	^{238}U	78	± 12
	^{40}K	6.3	-
	K	200	-
	Th	800	-

	U	6.3	±0.8
--	---	-----	------

La procedura per la preparazione della sorgente IAEA è stata la seguente: innanzitutto, il campione è stato pesato (100 g), quindi il tappo è stato sigillato con abbondante silicone per minimizzare qualsiasi scambio di gas. Successivamente, i campioni sono stati lasciati riposare per almeno 21 giorni per raggiungere l'equilibrio secolare del radon e dei suoi prodotti di decadimento.

2.3. Misure e analisi degli spettri gamma

L'indagine, che si è svolta dal 2020 al 2023, ha utilizzato il software Genie 2k per un'analisi completa dei dati, valutando i potenziali cambiamenti in un arco di quattro anni. Gli sforzi iniziali si sono concentrati sulla creazione di una vasta libreria di potenziali radionuclidi presenti nel campione. Successivamente, l'identificazione degli stessi è stata ottenuta in base ai livelli di energia e alle probabilità di emissione gamma, con i risultati presentati nella Tabella II, che mostrano un alto grado di coerenza e consistenza. Lo strumento "interactive peak fit" ha svolto un ruolo cruciale nell'analisi dei picchi energetici degli spettri gamma, facilitando l'isolamento dei picchi target e fornendo informazioni essenziali, tra cui l'area del picco, la risoluzione energetica e l'incertezza associata.

Tabella 2. Energie, rendimento e attività dell'IAEA-U considerati per le calibrazioni di energia ed efficienza.

Radionuclide	Energia (keV)	I_{γ} (%)	Attività (Bq)
²¹⁰ Pb	46,5	4,25	4940
²³⁴ Th	63,3	3,7	4940
²³⁵ U	143,8	10,96	228
²³⁵ U	163,3	5,08	228
²³⁵ U+ ²²⁶ Ra	185,7+186,2	57+3,64	228+4940
²¹⁴ Pb	242	7,26	4940
	295,2	18,47	
²¹⁴ Bi	609,31	45,44	
	768,4	4,89	
	934,1	3,09	
	1120,3	14,90	
	1238,1	5,83	
	1377,7	3,985	
	1764,5	15,29	

Tabella 3. Energie, probabilità di emissione e attività dell'IAEA-Th considerati per le calibrazioni in energia e in efficienza.

Radionuclide	Energia (keV)	I_{γ} (%)	Attività (Bq)
²²⁸ Th	84,37	1,19	3250
²²⁸ Ac	129,07	2,42	
²²⁸ Ac	209,25	3,89	
²¹² Pb	238,63	43,6	
²²⁸ Ac	270,24	3,46	
²⁰⁸ Tl	277,37	6,6	
²¹² Pb	300,09	3,30	
²²⁸ Ac	338,32	11,27	
²⁰⁸ Tl	583,19	85,0	
²⁰⁸ Tl	860,56	12,5	
²²⁸ Ac	911,20	25,8	
²²⁸ Ac	968,97	15,8	
²⁰⁸ Tl	2614,51	99,754	

La determinazione dell'area di ciascun picco energetico è stata effettuata in maniera sistematica. Inizialmente, per mezzo della funzione "calibrate" è stato selezionato un file di calibrazione energetica pre-salvato e contrassegnando la casella "energy/shape" mentre veniva deselezionata la casella "efficiency". Il file con i dati sulla calibrazione in energia è stato quindi integrato nel programma. Successivamente è stata eseguita la sottrazione del fondo, attraverso "Options" -> "strip", che ha comportato l'identificazione dello spettro di fondo e gli adattamenti per eventuali discrepanze nel tempo di misura tra le misurazioni della sorgente e del fondo. La posizione del picco è stata quindi determinata utilizzando la funzione "unidentified 2nd diff" e i calcoli dell'area del picco sono stati eseguiti utilizzando la funzione "sum/non-linear LSQ fit". Un'ulteriore identificazione e analisi del picco sono stati eseguiti tramite la funzione "Analyze" - "Interactive peak fit", specificando energia, posizione e generando rapporti dettagliati che includono interazioni, chi-quadro della funzione di adattamento, energia, canale, area del picco, percentuale di errore dell'area e larghezza a metà altezza (FWHM).

2.4. Calcolo dell'efficienza assoluta

L'efficienza del fotopicco è stata calcolata seguendo la formula:

$$Eff = \frac{A_{picco}}{t * A_{CRM} * I_{\gamma} * m_{CRM}} \quad (1)$$

Nell'equazione, A_{picco} rappresenta l'area integrata sotto il fotopicco, t denota la durata dell'acquisizione dei dati, A_{CRM} denota la concentrazione di attività certificata (espressa in Bq/kg) del Materiale di Riferimento Certificato (CRM), I_{γ} denota la probabilità di emissione di energia gamma, e m_{CRM} rappresenta la massa del CRM (in kg). I valori per la concentrazione di attività e la massa della sorgente di radiazione sono stati ottenuti dalla documentazione del produttore, mentre le probabilità di emissione di energia gamma sono state ottenute con l'applicazione Isotope Browser fornita dall'IAEA.

È stata applicata una correzione specifica al picco a 186 keV, dove l'attività totale considerata è stata derivata dai contributi combinati delle concentrazioni di attività di ^{238}U (in particolare ^{226}Ra) e ^{235}U . Questa correzione era necessaria poiché il ^{235}U presenta un picco gamma a 185,7 keV, mentre il ^{226}Ra ha un picco corrispondente a 186,2 keV. Pertanto entrambi i contributi di attività sono stati inclusi nell'analisi per tener conto accuratamente dell'attività totale di radiazione all'energia di 186 keV.

3. RISULTATI

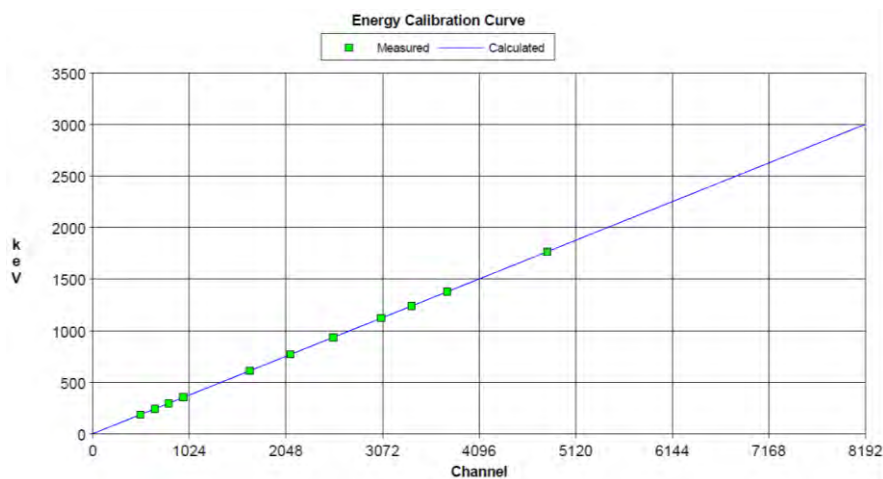
3.1 Calibrazione in energia

La taratura iniziale del sistema di misura ha riguardato la calibrazione in energia, al fine di identificare emettitori di raggi gamma sconosciuti. L'associazione tra energia e canali è stata stabilita sulla base di misurazioni effettuate negli anni dal 2020 al 2023 e i risultati mediati

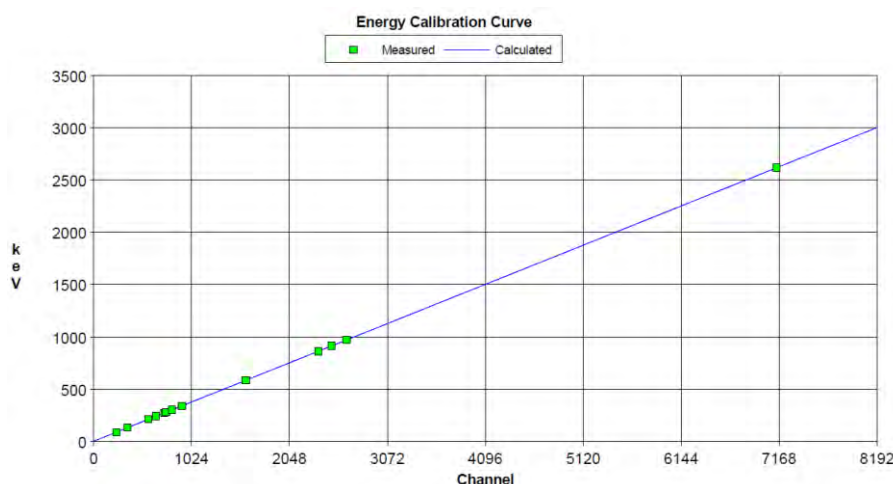
sono illustrati nella Figura 1. Mentre i rivelatori di buona qualità solitamente mostrano una linea retta, le non linearità intrinseche nel rivelatore o nel sistema di acquisizione possono causare una deviazione da tale comportamento (Lurian & Cosma, 2014). Il processo di calibrazione energetica ha riguardato la misurazione della radiazione gamma nell'intervallo compreso tra 46,5 keV (^{210}Pb) e 1764,5 keV (^{214}Bi) per la sorgente IAEA-U. Per la sorgente IAEA-Th l'intervallo è stato tra 84,37 keV (^{238}Th) e 2614,51 keV (^{208}Tl). Questa calibrazione ha prodotto un'equazione di fitting di primo grado, mostrata in Figura 1.

Figura 1. Calibrazione in energia (a) con la sorgente IAEA-U e (b) con la sorgente IAEA-Th.

(a)



(b)



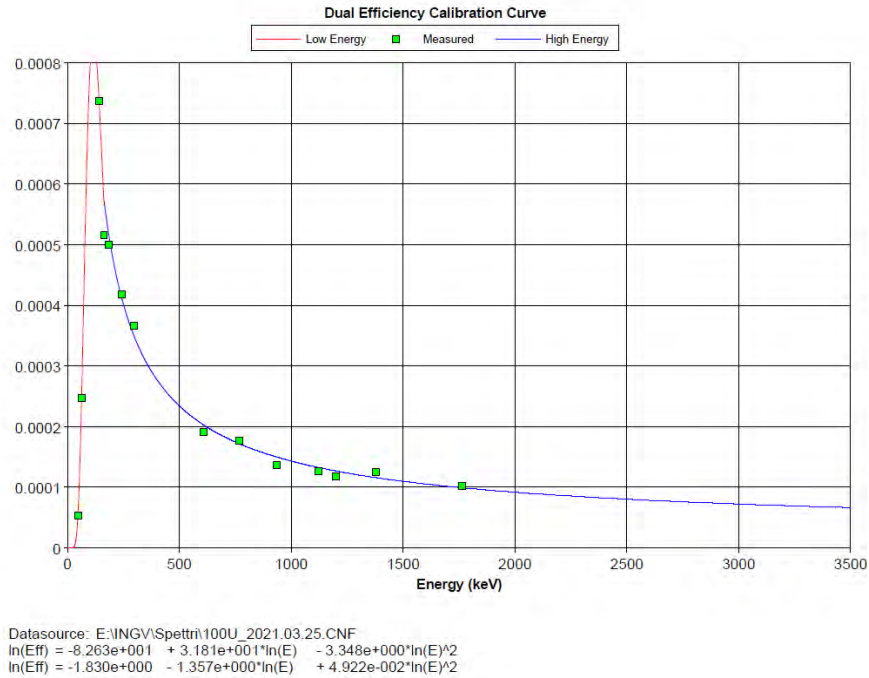
3.2. Calibrazione in efficienza

Con la calibrazione energetica completata e la sorgente di attività nota, l'efficienza assoluta di ciascun fotopicco è stata determinata per l'intervallo da 46,5 a 1764,5 keV per la sorgente IAEA-U. La curva di efficienza è illustrata nella Figura 2: tutte le misurazioni di efficienza effettuate indicano che il modello più adatto per descrivere il comportamento osservato è un polinomio di secondo grado, suddiviso in due segmenti. Per le basse energie, nell'intervallo da 46,5 a 143 keV, il fitting è espresso dall'equazione 2. Per le alte energie invece è rappresentato dall'equazione 3. Questo adattamento con due segmenti era già stato citato in letteratura utilizzando un altro modello di rivelatore HPGe (IAEA, 1987) ed era giustificato dai diversi processi di attenuazione e assorbimento coinvolti. Secondo (IAEA, 1987), l'efficienza aumenta rapidamente a basse energie, raggiunge il massimo intorno a 100 keV e poi diminuisce successivamente. I valori dei parametri sono dettagliati nella Tabella III. La procedura di fitting è stata eseguita utilizzando il software Genie 2k, inserendo per i vari punti energetici l'efficienza e i valori di errore associati. Il software genera quindi il grafico basato su questi parametri.

$$Eff_{(43-143 \text{ keV})} = P_1 \cdot E + P_2 \cdot E^2 \quad (2)$$

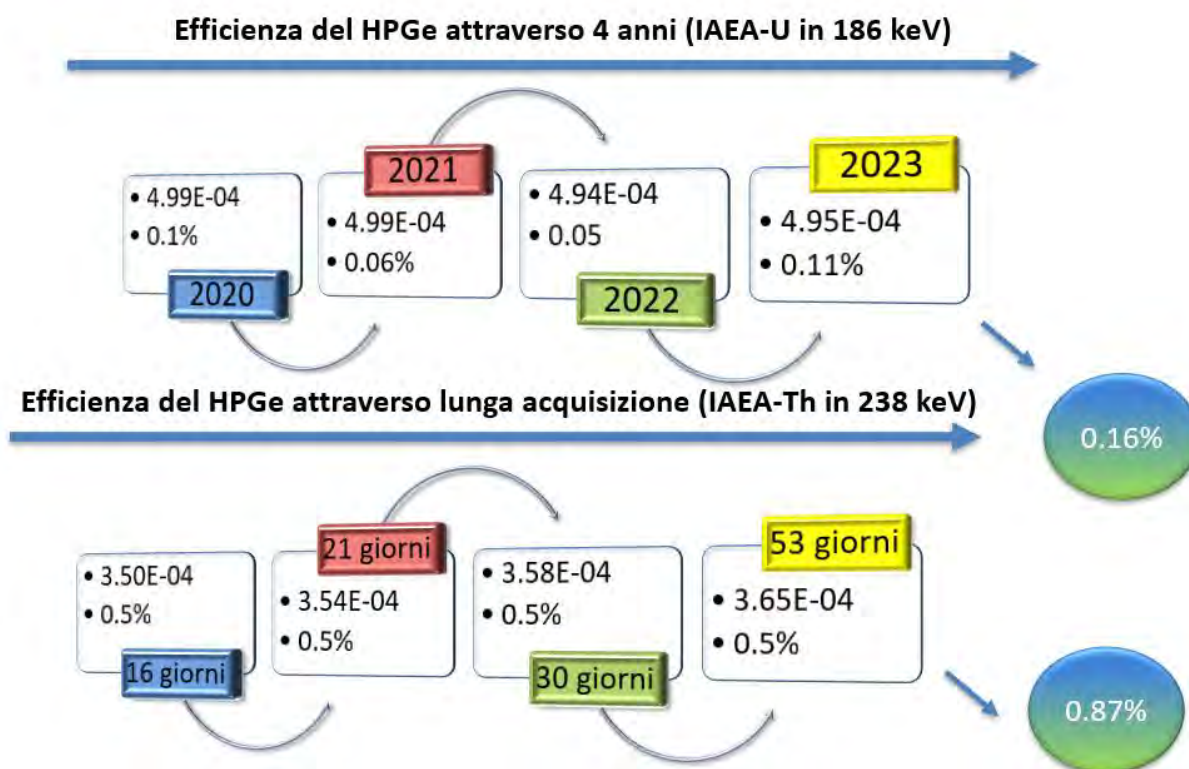
$$Eff_{(143-1776 \text{ keV})} = P_3 \cdot E + P_4 \cdot E^2 \quad (3)$$

Figura 2. Curva di efficienza dell'HPGe utilizzando la sorgente IAEA-U misurata il 24-01-23.



La figura 3 mostra l'andamento dell'efficienza del rivelatore HPGe sia attraverso un periodo di 4 anni, utilizzando la sorgente IAEA-U per misure a 186 keV, sia tramite acquisizioni di più lunga durata con la sorgente IAEA-Th a 238 keV. Nella prima parte, l'efficienza registrata a 186 keV dal 2020 al 2023 è rimasta stabile, con valori leggermente variabili tra 4,99E-04 (2020 e 2021) e 4,95E-04 (2023), con errori percentuali inferiori all'1%. Questo dimostra la stabilità e affidabilità del rivelatore nel tempo, con un errore complessivo di 0,16% per tutte le misurazioni effettuate in 4 anni. La seconda sezione riporta l'efficienza del rivelatore a 238 keV per acquisizioni di diversa durata (16, 21, 30 e 53 giorni). Anche in questo caso, l'efficienza ha mostrato una crescita lineare, partendo da 3,50E-04 per 16 giorni fino a 3,65E-04 per 53 giorni, mantenendo un errore percentuale stabile dello 0,5%. Il risultato complessivo dell'errore in questa seconda misurazione è stato dello 0,87%, evidenziando la coerenza delle misurazioni a lungo termine.

Figura 3. Efficienza del rivelatore HPGe valutata con le sorgenti IAEA-U e IAEA-Th nel corso degli anni e durante una lunga acquisizione, rispettivamente.



4. CONCLUSIONI

La calibrazione in energia e in efficienza del rivelatore HPGe ha mirato a stabilire il rivelatore come un affidabile riferimento da laboratorio per le future applicazioni di monitoraggio ambientale. Le calibrazioni in energia, nell'intervallo da 46,5 a 1764,5 keV per la sorgente IAEA-U e da 84,37 a 2614,51 keV per la sorgente IAEA-Th, hanno mostrato la prevista linearità tra energia e numero canale. È importante notare che il rivelatore ha mantenuto una risposta stabile nel corso di quattro anni di misurazioni, con un errore inferiore all'1% per tutte le energie utilizzate.

Le misurazioni dell'efficienza hanno evidenziato un adattamento di secondo grado per entrambi i range energetici, in linea con le tendenze previste. Nel corso dei quattro anni, l'efficienza ha mantenuto un margine di errore inferiore al 2%, confermando la robustezza della metodologia adottata in questo studio. Anche le misurazioni a lungo termine con la sorgente IAEA-Th, così come quelle con la sorgente IAEA-U, hanno mostrato errori contenuti entro il 2%, a conferma dell'affidabilità del metodo utilizzato.

BIBLIOGRAFIA

K. Buchtela, "Radiochemical Methods | Gamma-Ray Spectrometry" in Encyclopedia of Analytical Science (Second Edition), P. Worsfold, A. Townshend, C. Poole (Eds.), Elsevier, 2005, pp. 72-79. [Online]. Available: <https://doi.org/10.1016/B0-12-369397-7/00525-2>. (Buchtela, 2005)

Y. Nir-EI, "Application of reference materials in the accurate calibration of the detection efficiency of a low-level gamma-ray spectrometry assembly for environmental samples", *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry*, vol. 227, 67- 74, 1998. (Nir-EI, 1998)

International Atomic Energy Agency, *Guidelines for Radioelement Mapping Using Gamma Ray Spectrometry Data*, IAEA-TECDOC-1363, Vienna, 2003.

International Atomic Energy Agency, *Application of Uranium Exploration Data and Techniques in Environmental Studies*, IAEA-TECDOC-827, Vienna, 1995. (IAEA, 1995)

International Atomic Energy Agency, *Uranium Exploration Data and Techniques Applied to the Preparation of Radioelement Maps*, IAEA-TECDOC-980, Vienna, 1997. (IAEA, 1997)

European Commission, Directorate-General for Environment, Green, B., Lomas, P., Hughes, J., *Natural sources of ionizing radiation in Europe – Radiation atlas*, Publications Office of the European Union, 1993. (Green et al, 1993)

Y. Y. Ebaid, "On the use of reference materials in gamma-ray spectrometric efficiency calibration for environmental samples", *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry*, vol. 280, 21-25, 2009. (Ebaid, 2009)

IAEA, "Preparation and Certification of IAEA Gamma Spectrometry Reference Materials, RGU-1, RGTH-1 and RGK-1", International Atomic Energy Agency, Report IAEA/RL/148, 1987. (IAEA, 1987)

A.E.M. Khater, Y.Y. Ebaid, "A simplified gamma-ray self-attenuation correction in bulk samples", *Applied Radiation and Isotopes*, vol. 66, 407–413, 2008.

A. R. Iurian, C. Cosma. "A practical experimental approach for the determination of gamma-emitting radionuclides in environmental samples", *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research*, 764, 132-136, 2014. (Iurian & Cosma, 2014)

Analisi e valutazione del contributo di dose da attivazione dell'aria all'interno della sala di un LINAC di Radioterapia

Floriana Bartolucci¹, Matthias Laubenstein²

¹A.S.L. 1 Abruzzo, Avezzano-Sulmona-L'Aquila, Via Saragat, 67100 L'Aquila (AQ)

²Istituto Nazionale di Fisica Nucleare – Laboratori Nazionali del Gran Sasso, Via G. Acitelli 22, 67100 Assergi – L'Aquila (AQ)

bartoluf@gmail.com

INTRODUZIONE

L'art.54 del D.Lgs 101/2020 e s.m.i. ha stabilito che non esiste alcuna soglia di esenzione per l'allontanamento di rifiuti solidi, liquidi o gassosi, che siano prodotti da pratica radiologica.

L' esercente di una pratica di radioterapia a fasci esterni che impiega acceleratori lineari di elettroni, è soggetto ad autorizzazione anche per immettere in ambiente aria eventualmente attivata, generata durante la normale attività clinica. L'allontanamento dal sistema autorizzativo, anche solo per tali prodotti aeriformi, può essere esplicitamente autorizzato solo se rispetta i criteri di non rilevanza radiologica. Per dimostrare questo è richiesta la valutazione di tutti i possibili radionuclidi che possono essere prodotti in aria nel corso di un anno. Nelle attività di radioterapia con LINAC tali radionuclidi possono essere prodotti sia da reazioni fotonucleari di tipo (γ, n) e si parla di fotoattivazione sia per cattura di neutroni termici, attivazione neutronica di tipo (n, γ) . La produzione di tale attivazione è però funzione dell'energia del fascio di fotoni impiegato e della sezione d'urto della reazione nucleare stessa.

Date le componenti presenti in aria (N, O, C, Ar), le reazioni di fotoattivazione considerate energeticamente favorevoli con energie di fotoni di terapia fino a 15 MeV sono quelle di $^{14}\text{N}(\gamma, n)^{13}\text{N}$, che possono dar luogo a produzione di neutroni, diventando emettitori β^+ con successiva emissione di fotoni di annichilazione da 511 keV. Ad energie superiori a 15 MeV possono attivarsi nuclei di ossigeno con le reazioni $^{16}\text{O}(\gamma, n)^{15}\text{O}$ e $^{18}\text{O}(\gamma, n)^{17}\text{O}$, mentre ad energie superiori a 18 MeV vi sono anche reazioni come $^{12}\text{C}(\gamma, n)^{11}\text{C}$.

Dalla componente di argon presente in aria viene prodotto ^{41}Ar , per cattura neutronica da neutroni termici, tramite la reazione $^{40}\text{Ar}(n, \gamma)^{41}\text{Ar}$. Potrebbero poi esserci altre reazioni di cattura, per esempio $^{18}\text{O}(n, \gamma)^{19}\text{O}$ o $^{15}\text{N}(n, \gamma)^{16}\text{N}$, o anche di fotoattivazione, la cui formazione però, dipendendo dalla sezione d'urto e dall'energia, possono essere ritenute non rilevanti nelle condizioni di uso clinico dell'acceleratore.

Alla luce di quanto detto, la progettazione di un reparto di radioterapia deve prevedere in funzione delle energie cliniche che si intendono impiegare su LINAC, un sistema di espulsione degli effluenti gassosi dalla sala acceleratore che soddisfi dei criteri stabiliti dall'esperto di radioprotezione incaricato e dagli organi competenti.

In letteratura esiste una copiosa documentazione che aiuta l'esperto di radioprotezione ad effettuare le dovute valutazioni, con l'obiettivo di calcolare il rate di emissione di ogni effluente gassoso prodotto. Il formalismo più semplice risulta essere quanto riportato nel documento IAEA technical report n.188, 1979 (IAEA188), da cui è possibile calcolare la concentrazione degli effluenti a partire dalle rispettive attività a saturazione tabulate. Il documento IAEA non

richiede ulteriori parametri se non la potenza di fascio del LINAC e le dimensioni della sala acceleratore. Il formalismo e le tavole del documento citato, però, per quanto molto conservative, possono portare in alcune situazioni a sovrastime eccessive del termine sorgente. Infatti, se impiegato in un contesto di non rilevanza radiologica potrebbe indurre paradossalmente ad effettuare modifiche strutturali/impiantistiche non necessarie. Si ritiene dunque opportuno trovare soluzioni più realistiche presenti anch'esse in letteratura.

In questo lavoro si è stimata la concentrazione di alcuni effluenti aeriformi prodotti per reazioni fotonucleari all'interno di una sala acceleratore seguendo il metodo descritto da McGinley et al., 1984. Per i prodotti di attivazione da neutroni termici sono state applicate le formule classiche di attivazione neutronica.

MATERIALI E METODI

In questo lavoro sono stati analizzati data l'energia di accelerazione del fascio di elettroni, alcuni radionuclidi di produzione fotonucleare e di attivazione neutronica.

Per esplicitare la procedura di calcolo utilizzata per la fotoattivazione prendiamo come esempio il caso di ^{13}N , prodotto da un fascio di fotoni da 15 MV all'interno del bunker di radioterapia. Il bunker ha un volume di circa 250 m^3 e un rateo di ricambi d'aria pari a 11 h^{-1} . Si mettono a confronto due metodiche: la prima è quella classica che utilizza il formalismo IAEA188 basato sull'attività a saturazione dell'isotopo considerato, la seconda metodica è quella applicata da McGinley et al.1984.

STIMA DEL RILASCIO DI ^{13}N SECONDO TRS IAEA 188 (1979)

Si prende in considerazione l'attività a saturazione di ^{13}N nell'aria del bunker, riportata nella tab.1 del documento IAEA188 seguente

Tabella 1. Pag.128 di IAEA-188, 1979

Produced nuclide			Parent nuclide				Cross-section ^b $\Sigma f\sigma_2$ ($\mu\text{b}\cdot\text{MeV}^{-1}$)	A_s^c Saturation activity ($\text{Bq}\cdot\text{m}^{-1}\cdot\text{kW}^{-1}$)
Nuclide	$T_{1/2}$	MPC ($\text{Bq}\cdot\text{cm}^{-3}$)	f Abundance ^a	Nuclide	Reaction type	Threshold (MeV)		
H-3	12.262 a	74^d	$\left\{ \begin{array}{l} 1.562 \\ 0.424 \end{array} \right.$	N-14 O-16	($\gamma, \text{H-3}$)	$\left\{ \begin{array}{l} 22.73 \\ 25.02 \end{array} \right.$	(3)	(5×10^6)
Be-7 ^f	53.6 d	$37 \times 10^{-3} d$	$\left\{ \begin{array}{l} 1.562 \\ 0.424 \end{array} \right.$	N-14 O-16	(γ, sp) ^f	$\left\{ \begin{array}{l} 27.81 \\ 31.86 \end{array} \right.$	(0.6)	$(1 \times 10^6)^f$
C-11	20.34 min	$111 \times 10^{-3} e$	1.5×10^{-4}	C-12	(γ, n)	18.72	0.011	19×10^3
N-13	9.96 min	$74 \times 10^{-3} e$	$\left\{ \begin{array}{l} 1.562 \\ 0.424 \end{array} \right.$	N-14 O-16	(γ, sp) ^f	$\left\{ \begin{array}{l} 22.73 \\ 25.88 \end{array} \right.$	(6)	$(10 \times 10^6)^f$
O-15	123 s	$74 \times 10^{-3} e$	0.424	O-16	(γ, n)	15.67	32	56×10^6
N-16	7.14 s	$18.5 \times 10^{-3} e$	4.0×10^{-4}	O-18	(γ, np)	21.81	(0.01)	(20×10^3)
Cl-38	37.29 min	$74 \times 10^{-3} d$	4.6×10^{-3}	Ar-40	(γ, np)	20.59	0.13	220×10^3
Cl-39	55.5 min	$111 \times 10^{-3} d$	4.6×10^{-3}	Ar-40	(γ, p)	12.52	0.86	1.5×10^6
Ar-41 ^g	1.83 h	$74 \times 10^{-3} e$	4.6×10^{-3}	Ar-40	(n, γ)	—	—	— ^g

^a Fraction of air by volume, multiplied by atoms/molecule.

^b Abundance f times integral cross-section σ_2 . Values in parentheses are rough estimates.

^c Per bremsstrahlung pathlength in air (metres) and electron beam power (kW) incident on a thick high-Z target. Values in parentheses are rough estimates.

^d Based on ICRP recommendation for radiation workers, 40-hour week, exposure from inhalation.

^e Based on ICRP recommendation for radiation workers, 40-hour week, semi-infinite cloud (see text).

^f Spallation reaction.

^g Neutron-capture reaction. Occurs where high neutron fluences are moderated by water or concrete shielding.

Assumendo come potenza del fascio del LINAC 1.5 kW, l'attività a saturazione nel caso specifico risulta

$$A_s = 520 \text{ MBq m}^{-1} \text{ kW}^{-1} \times 1.5 \text{ kW} \times 1 \text{ m} = 780 \text{ MBq}$$

e in termini di concentrazione in aria,

$$a_s = A_s/V = 780 \text{ MBq} \div 250 \text{ m}^3 = 3.12 \text{ MBq m}^{-3}$$

Data la ventilazione forzata pari a 11 volumi di aria espulsa ogni ora (durata di un ricambio $T(\text{vent}) = 327.28 \text{ s}$) e il tempo di dimezzamento del ^{13}N ($T_{1/2}(\text{physical})$) di 597.6 s, si considera il tempo di dimezzamento effettivo,

$$T_{1/2}(\text{effective}) = \frac{T_{1/2}(\text{physical}) \times T_{1/2}(\text{vent})}{T_{1/2}(\text{physical}) + T_{1/2}(\text{vent})} = 164.43 \text{ s}$$

per cui la concentrazione a saturazione con ventilazione forzata diventa:

$$a_{sf} = a_s \times T_{1/2}(\text{effective}) \div T_{1/2}(\text{physical}) = 0.86 \text{ MBq m}^{-3}$$

Se a_{sf} è la concentrazione a saturazione nel bunker, quella dell'aria espulsa a_{sf}^{out} viene calcolata in modo cautelativo come segue:

$$a_{sf}^{\text{out}} = a_s \times T_{1/2}(\text{effective}) \div T_{1/2}(\text{vent}) = 2.26 \text{ MBq m}^{-3}$$

Il termine sorgente S di ^{13}N , ovvero l'attività per unità di tempo richiesta per poter determinare l'incidenza in termini di dose sulla popolazione nelle vicinanze dell'ospedale, ottenuta con il formalismo IAEA, è

$$S_{^{13}\text{N}}^{\text{IAEA}} = a_{sf}^{\text{out}} \times 11 \text{ h}^{-1} \times 12 \text{ h d}^{-1} \times 250 \text{ d} \times 250 \text{ m}^3 \div (3.2 \times 10^7 \text{ s}) = 0.58 \text{ MBq s}^{-1}$$

in cui si è tenuto conto che i trattamenti avvengono nell'arco giornaliero di dodici ore su 250 giorni all'anno.

STIMA DEL RILASCIO DI ^{13}N SECONDO MCGINLEY ET AL., 1984

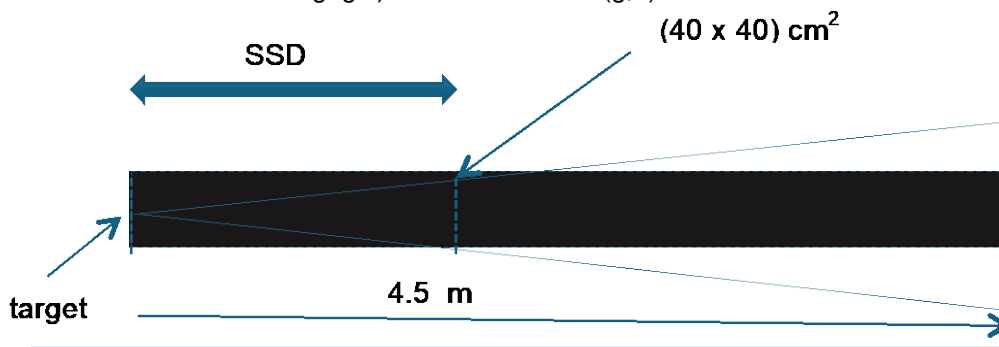
Un approccio più realistico di stimare la produzione di radioattività aeriforme di ^{13}N indotta in un bunker di radioterapia tramite reazioni fotonucleari è stato proposto da McGinley et al., 1984 e citato anche in Saeed et al., 2014 e Tana et al., 2015.

L'attività di ^{13}N per unità di volume di aria generata nella stanza di trattamento da un fascio di fotoni è data dalla seguente formula,

$$C = \frac{D}{16.7 \text{ mGy/s}} P M \frac{[1 - e^{-(\lambda + \dot{v}/V)T_r}]}{V(\lambda + \dot{v}/V)^{1/\lambda}} \quad (1)$$

dove C è la concentrazione in Bq m^{-3} , D è il rateo di dose in mGy s^{-1} alla profondità di massimo build-up, P è il rateo di produzione di ^{13}N (espresso in Bq kg^{-1} di azoto ad un rateo di dose di 16.7 mGy s^{-1} ed estrapolato dalla Fig.2), M (kg) è la massa totale dell'isotopo ^{14}N all'interno del volume schematizzato in grigio riportato in Fig. 1, λ è la costante di decadimento di ^{13}N (s^{-1}), V è il volume del bunker (250 m^3), \dot{v} il rateo dei ricambi d'aria in $\text{m}^3 \text{ s}^{-1}$, e T_r il tempo di esposizione.

Figura 1. Schema semplificato delle condizioni di irraggiamento e del volume considerato (area grigia) di attivazione $^{14}\text{N} (g,n) ^{13}\text{N}$



Il punto fondamentale di questo metodo è che viene considerato come volume di attivazione solamente il volume occupato dal fascio di fotoni equivalente, per assunzione, al parallelepipedo la cui sezione è l'area stessa del campo di fotoni all'isocentro. È sicuramente un'assunzione importante perché afferma che c'è attivazione fotonucleare solo all'interno del fascio di fotoni. La concentrazione di attività calcolata in questo parallelepipedo viene poi distribuita omogeneamente in tutto il volume del bunker.

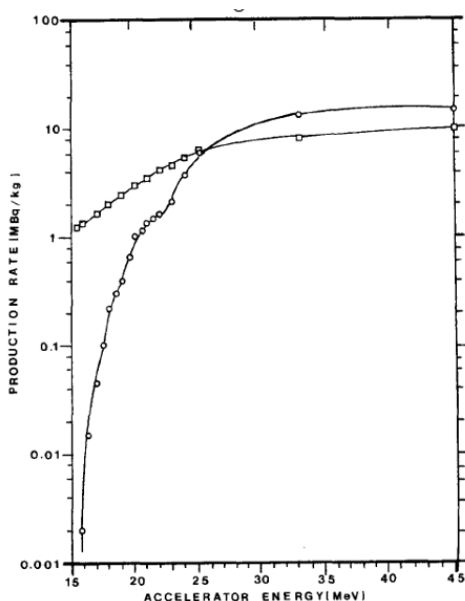
Con l'ipotesi appena descritta, per calcolare la massa totale di azoto nel volume di attivazione del fascio, assumiamo, in questo lavoro, un campo $(40 \times 40) \text{ cm}^2$ ed una lunghezza totale del volume di 4.5 m (schema di Fig. 1, distanza tra la sorgente di fotoni di erogazione e la parete).

Considerando l'abbondanza isotopica di ^{14}N in aria pari a 77.89 % e la densità dell'aria pari a 1.204 Kg m^{-3} (in condizioni normali di temperatura e pressione), si ottiene la massa totale di ^{14}N :

$$M = (0.4 \times 0.4 \times 4.5) \text{ m}^3 \times 1.204 \text{ kg/m}^3 \times 0.7789 = 0.675 \text{ kg}$$

Il rateo di produzione P, estrapolato dalla Fig. 2, è 1.2 MBq kg^{-1} per un fascio di 15 MV e un dose rate di 16.7 mGy s^{-1} .

Figura 2. Rate di produzione P, p. 857 di McGinley et al, 1984; \circ ^{15}O , \square ^{13}N



Il rateo dei ricambi di aria è dato da

$$\dot{v} = 11 \times V / 3600 \text{ s} = 0.76 \text{ m}^3 \text{ s}^{-1}$$

Per il fattore D (il rateo di dose alla profondità del massimo build-up) abbiamo assunto 50 mGy s⁻¹ (3 Gy erogati in T_r = 60 s).

Inserendo tutti i valori nella formula (1) si ottiene la concentrazione di attività di ¹³N all'interno del bunker:

$$C = 598 \text{ Bq m}^{-3}$$

Occorre poi tener conto che in un'ora vengano trattati 4 pazienti, per cui la concentrazione di attività all'interno della sala acceleratore diventa la sommatoria delle produzioni di attivazione che possono aversi per ogni seduta di trattamento,

$$C_{tot} = \sum_{i=1}^4 C \times e^{-\ln(2) \times \frac{[(i-1) \times 900 \text{ s}]}{T_{1/2}(\text{effective})}} = 611 \text{ Bq m}^{-3} \quad (2)$$

mentre la concentrazione dell'aria espulsa dal sistema di aerazione forzata è:

$$C_{tot}^{out} = \frac{11}{3600 \text{ s} \times \lambda} \times C_{tot} = 1610 \text{ Bq m}^{-3}$$

Infine il termine sorgente di espulsione S viene calcolato ipotizzando il numero di tutti i trattamenti effettuati nel corso dell'anno:

$$\begin{aligned} S_{13N}^{McGinley} &= C_{tot}^{out} \times 11 \text{ h}^{-1} \times 12 \text{ h d}^{-1} \times 250 \text{ d} \times 250 \text{ m}^3 \div (3.2 \times 10^7 \text{ s}) \\ &= 415 \text{ Bq s}^{-1} \end{aligned}$$

STIMA DEL RILASCIO DI ⁴¹Ar PRODOTTO DA ATTIVAZIONE NEUTRONICA

Oltre all'attivazione per fotoreazione nucleare, è stata analizzata la possibile produzione di isotopi radioattivi in aria per attivazione neutronica durante l'uso di energie cliniche di fotoni superiori a 10 MV. Una componente dell'aria rilevante con un tempo di dimezzamento significativo rispetto ad altre è l' ⁴¹Ar prodotto da ⁴⁰Ar mediante cattura di neutroni termici. Per stimare l'attività prodotta di questo radioisotopo è fondamentale conoscere il flusso termico che può essere generato da un LINAC. Il tipo ma anche la marca stessa di un acceleratore può incidere sul flusso dei neutroni termici. In questo lavoro si è utilizzata la pubblicazione di Konefał et al. 2016, che fa riferimento al flusso termico prodotto da un acceleratore VARIAN TRUEBEAM. Nell'articolo citato vengono tabulate stime di flusso di neutroni termici normalizzato per Gy e per cm², per cui nel caso specifico si ipotizza un flusso termico,

$$\Phi_{th} = 1.1 \times 10^6 \text{ Gy}^{-1} \text{ cm}^{-2} \times 0.05 \text{ Gy s}^{-1} = 5.5 \times 10^4 \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$$

La concentrazione di ⁴¹Ar prodotta con ventilazione forzata, viene data dalla formula seguente

$$a_{41Ar} = \Phi_{th} \sigma N_{40Ar} \frac{\lambda_{41} \times [1 - e^{-(\lambda_{41} + \dot{v}/V) T_r}]}{(\lambda_{41} + \dot{v}/V)} \div V \quad (3)$$

dove Φ_{th} è il flusso dei neutroni termici, σ la sezione d'urto per la produzione dell'⁴¹Ar, N_{40Ar} è il numero di atomi di ⁴⁰Ar presenti nella sala acceleratore, λ₄₁ la costante di decadimento di

^{41}Ar ($1.05398 \times 10^{-4} \text{ s}^{-1}$), V il volume del bunker (250 m^3), \dot{v} il rateo dei ricambi d'aria ($0.7639 \text{ m}^{-3} \text{ s}^{-1}$) e T_r il tempo di esposizione (60 s , durata di erogazione per paziente).

Inserendo gli opportuni valori in (3) si ottiene come concentrazione di attività nel bunker:

$$a_{^{41}\text{Ar}} = 52.1 \text{ Bq m}^{-3}$$

Ipotizzando come in (2) quattro trattamenti in un'ora e usando la costante di decadimento riferita all' ^{41}Ar , si ha come concentrazione di attività nella stanza dell'acceleratore

$$a_{^{41}\text{Ar,tot}} = 55.29 \text{ Bq m}^{-3}$$

mentre la concentrazione di ^{41}Ar in aria espulsa dal sistema di aerazione forzata è:

$$a_{^{41}\text{Ar,tot}}^{\text{out}} = \frac{11}{3600 \text{ s} \times \lambda_{^{41}\text{Ar}}} \times a_{^{41}\text{Ar,tot}} = 1603 \text{ Bq m}^{-3}$$

Il termine sorgente di espulsione S , anche per l'argon, si calcola tenendo conto del fatto che i trattamenti si fanno nell'arco di 12 ore al giorno per 250 giorni all'anno, stimando quindi,

$$S_{^{41}\text{Ar}} = a_{^{41}\text{Ar,tot}}^{\text{out}} \times 11 \text{ h}^{-1} \times 12 \text{ h d}^{-1} \times 250 \text{ d} \times 250 \text{ m}^3 \div (3.2 \times 10^7 \text{ s}) = 413 \text{ Bq s}^{-1}$$

STIMA DI DOSE ALLA POPOLAZIONE

Per dimostrare che i termini sorgente calcolati possano garantire il principio della non-rilevanza radiologica si sono utilizzate linee guida internazionali, in questo caso le pubblicazioni NCRP Report 123 del 1996 e IAEA SRS 19, 2001.

In questi documenti sono descritti metodi semplici e ormai comuni per calcolare la dose alla popolazione per effetto dei rilasci in ambiente:

la valutazione di I livello è semplificata e molto conservativa, denominata "no dilution model", in cui si assume che la concentrazione C di contaminante (in Bq m^{-3}) al recettore sia la stessa del punto di rilascio:

$$C = F \times S \div (V \times R)$$

F = frazione di tempo in un anno durante la quale il vento soffia verso il recettore, in caso che non sia conosciuta la reale situazione meteorologica si assume il valore 0.25;

S = termine sorgente (Bq s^{-1});

R = rateo di ventilazione di scambio del volume d'aria (s^{-1});

V = volume scambiato (m^3).

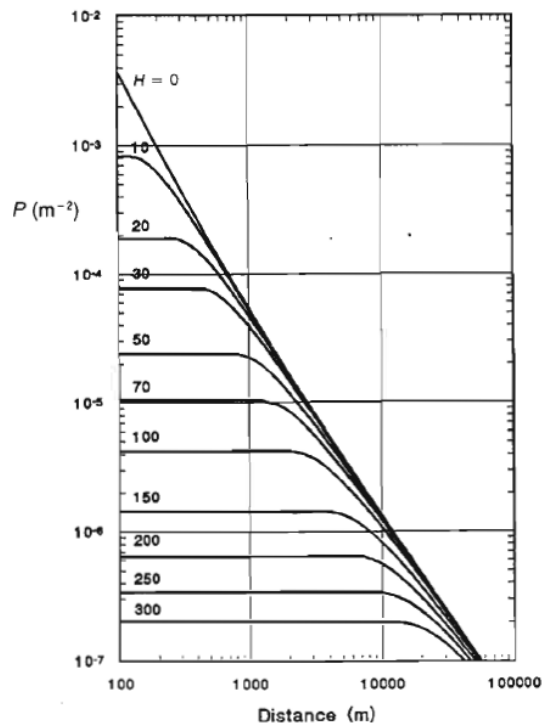
La valutazione di II livello si divide in più modelli che descrivono scenari diversi di emissione in aria. In questo lavoro ne sono applicati due:

a) "dispersion in the lee of an isolated point source" (in questo scenario si assume che non ci sono edifici tra il punto di rilascio e il recettore). Viene definita C è la concentrazione del contaminante al livello del terreno in direzione del vento in un settore di ampiezza di 30° ad una distanza x ,

$$C = \frac{F \times P \times S}{u}$$

F = frazione di tempo in un anno durante la quale il vento soffia verso il recettore, oppure si assume il valore 0.25;
 S = termine sorgente (Bq s^{-1});
 u = velocità del vento (media geometrica in un anno) all'altezza del punto di rilascio, se non conosciuto si usa come valore medio 2 m s^{-1} ;
 P = fattore di diffusione Gaussiana appropriato per l'altezza del punto di rilascio e la distanza sotto vento x dal punto di rilascio (i valori sono tabulati nelle pubblicazioni NCRP Report 123 del 1996 e IAEA STS n. 19 del 2001). In questo lavoro è stata presa in considerazione la condizione più sfavorevole con $P=3.5 \times 10^{-3}$ da NCRP 123 ($x=100 \text{ m}$ e $h=0 \text{ m}$), Fig.3

Figura 3 Fattore di diffusione Gaussiana, pag.10 di NCRP123



b) “dispersion in the lee of a building inside the cavity zone” – “sorgente e recettore non sono sulla stessa facciata dell’edificio” (scenario più realistico ad un ospedale dove il punto di rilascio e il recettore sono posti su due edifici diversi e non distanti tra loro) utilizzato quando

$$H \leq 2.5 H_B \quad e \quad x \leq 2.5 \sqrt{A_B}$$

dove H è l'altezza del punto di rilascio, H_B è l'altezza dell' edificio più alto vicino al punto di rilascio che influenza maggiormente la nube del rilascio, A_B la superficie della parete dell'edificio e x la distanza del ricettore dal punto di rilascio.

In questo caso la concentrazione del contaminante è data,

$$C = \frac{F \times S}{\pi \times u \times H_B \times K}$$

F = frazione di tempo in un anno durante la quale il vento soffia verso il recettore, o si assume il valore 0.25;

S = termine sorgente (Bq s^{-1});

u = velocità del vento (o media geometrica in un anno) all'altezza del punto di rilascio, se non conosciuto si usa come valore medio 2 m s^{-1} ;

K = 1 m, valore costante.

Se la larghezza dell'edificio che influenza la nube di rilascio è più piccola della sua altezza al posto di H_B è usato il valore della larghezza.

RISULTATI E DISCUSSIONE

I modelli descritti sono applicati allo scenario dell'acceleratore LINAC studiato. In tab. 2 sono riportati i fattori di screening per ^{13}N e ^{41}Ar , i due radionuclidi analizzati per la stima di dose alla popolazione indotta dall'aria rilasciata in ambiente dall'impianto di radioterapia verificato.

Tabella 2. Parametri fisici di ^{13}N e ^{41}Ar per il calcolo della dose alla popolazione

radionuclide	Tempo di dimezzamento [s]	Tempo di dimezzamento effettivo [s]	Fattore di screening [Sv Bq ⁻¹ m ⁻³]
^{13}N	597.60	204.95	9.70 E-07
^{41}Ar	6576.50	219.28	1.50 E-06

In tab. 3 sono riportati i risultati delle valutazioni dosimetriche di I e II livello dell'impatto dell'aria rilasciata contenente ^{13}N e ^{41}Ar sulla popolazione. Sono riportate le stime di rilascio secondo le tre metodiche precedentemente illustrate.

Tabella 3. Risultati della valutazione dosimetrica dell'impatto alla popolazione dal rilascio di aria contenente ^{13}N e ^{41}Ar dal bunker di radioterapia

	^{13}N (IAEA 188)	^{13}N (McGinley et al.)	^{41}Ar (attivazione neutronica)
Termine sorgente S [Bq s⁻¹]	583000	415	413
I livello "no dilution model", average annual release, release height 0 m, C [Bq m⁻³]	190000	136	135
SF*C, Dose [μSv anno⁻¹]	184000	132	203
II livello, a) "dispersion in the lee of an isolated point source", average annual release height 0 m, C [Bq m⁻³]	255	0.18	0.18
SF*C Dose [μSv anno⁻¹]	247	0.18	0.27
II livello, b) "dispersion in the lee of a building inside the cavity zone" – "source and receptor not on same building face" (H_B 8 m), $x < 100\text{m}$, average annual release, release height 0 m, C [Bq m⁻³]	2900	2.07	2.06
SF*C Dose [μSv anno⁻¹]	2800	2.00	3.08

Come si può evincere dalla tab. 3 per ^{13}N , nel caso di stima del termine sorgente con la metodica di IAEA188, la non rilevanza radiologica non viene mai soddisfatta. Lo scenario "dispersion in the lee of an isolated point source", che si applica quando si ha un rilascio tra 0 e 10 m ad una distanza del ricettore di 100 m, fornisce anch'esso una stima dosimetrica troppo

alta. Per soddisfare il vincolo della non rilevanza radiologica si dovrebbe elevare il punto di rilascio almeno fino a 16 m o allontanarsi con il recettore almeno fino a 400 m, una soluzione difficile da realizzare nella maggior parte dei casi, perché comporterebbe una spesa ed un impegno importante soprattutto in una configurazione di impianto già esistente. È risultato, invece, più adeguato prendere in considerazione l'approccio di McGinley et al., 1984, come evidente in Tab.3.

Per ^{41}Ar si possono fare le medesime valutazioni, ovvero che soltanto in uno scenario di II livello si può raggiungere la condizione di non rilevanza radiologica.

CONCLUSIONI

Quando una pratica radiologica presume che possa rilasciare in ambiente un contaminante radioattivo, che sia liquido, solido o gassoso, è d'obbligo che venga garantito il rispetto del limite massimo di dose alla popolazione di $10 \mu\text{Sv}$ annua. La letteratura è ricca di metodiche di screening ritenute per lo più cautelative e utili. Vi sono però realtà in cui i modelli applicati possono condurre anche a sovrastime notevoli delle dosi rilasciate, come visto in questo lavoro.

Il formalismo IAEA188, infatti, con il tipico "duty cycle" di un impianto di radioterapia, non si ritiene efficace nella stima dell'impatto di dose alla popolazione per quanto concerne l'eventuale contributo dei contaminanti gassosi che possono essere prodotti in questo tipo di realtà clinica.

Bibliografia

Decreto Legislativo 31 luglio 2020, n. 101 e s.m.i., *Attuazione della direttiva 2013/59/Euratom, che stabilisce norme fondamentali di sicurezza relative alla protezione contro i pericoli derivanti dall'esposizione alle radiazioni ionizzanti, e che abroga le direttive 89/618/Euratom, 90/641/Euratom, 96/29/Euratom, 97/43/Euratom e 2003/122/Euratom e riordino della normativa di settore in attuazione dell'articolo 20, comma 1, lettera a), della legge 4 ottobre 2019, n. 117*. 2020, Gazzetta Ufficiale, 12/08/2020, Supplemento Ordinario n. 29.

IAEA 188 – Technical Reports Series N. 188, *Radiological Safety Aspects of the Operation of Electron Linear Accelerators*. 1979, International Atomic Energy Agency (IAEA).

IAEA 19 – Safety Reports Series N. 19, *Generic Models for Use in Assessing the Impact of Discharges of Radioactive Substances to the Environment*. 2001, International Atomic Energy Agency (IAEA).

Konefał, A., Orlef, A., Bieniasiewicz, M., *Measurements of neutron radiation and induced radioactivity for the new medical linear accelerator, the Varian TrueBeam*. 2016, Radiation Measurements 86, p. 8.

McGinley, P.H., Wright, B.A., Meding, C.J., *Dose to radiotherapy technologist from air activation*. 1984, Medical Physics 11, p. 855.

NCRP 123 – NCRP Report No. 123, 1996, *Screening Models for Releases of Radionuclides to Atmosphere, Surface Water and Ground*. 1996, NCRP Report No. 123, National Council on Radiation Protection and Measurements (NCRP), Bethesda, MD, USA.

La gestione dei rifiuti radioattivi antropogenici nell'ambito dei recenti aggiornamenti normativi

Loriana Ricciardi¹, Claudia Giliberti¹

¹Inail Dit, Roma

l.ricciardi@inail.it

Riassunto

In Italia i rifiuti radioattivi sono classificati dal D.M. 7 agosto 2015 in cinque diverse classi (a vita media molto breve, attività molto bassa, bassa attività, media attività e alta attività), a cui corrispondono specifici processi di trattamento e condizionamento, necessari per minimizzarne il volume e renderli idonei per lo stoccaggio a lungo termine o per lo smaltimento finale. La gestione di questi rifiuti richiede una particolare attenzione alla protezione dai rischi radiologici di lavoratori, popolazione e ambiente.

A livello nazionale, le procedure tecnico-operative per la gestione sicura del materiale radioattivo sono fornite dall'Ispettorato Nazionale per la Sicurezza Nucleare e la Radioprotezione (ISIN), ai sensi del D.Lgs. 101/2020. Dal 2022 è operativo in Italia il Sistema per la Tracciabilità di Rifiuti, Materiali e Sorgenti radioattivi (STRIMS) per il monitoraggio delle sostanze radioattive, dalla produzione allo smaltimento. Nel 2023 l'ISIN ha emesso la Guida tecnica n. 33 "Criteri di sicurezza nucleare e radioprotezione per la gestione dei rifiuti radioattivi", aggiornamento della "Guida Tecnica ENEA n. 26 – Gestione dei rifiuti radioattivi" del 1987, per tener conto del mutato contesto normativo internazionale, comunitario e nazionale. A luglio 2023 è stata pubblicata la norma UNI 11918:2023. Il lavoro, alla luce dei recenti aggiornamenti normativi, vuole esaminare i principali aspetti tecnologici, normativi e di sicurezza legati alla gestione dei cosiddetti rifiuti radioattivi istituzionali (IRW), prodotti dalle attività di medicina nucleare, industriali e di ricerca, a partire dalle pratiche correnti per la classificazione dei rifiuti, le tecnologie per il loro trattamento e la riduzione del volume, nonché i requisiti per lo stoccaggio o lo smaltimento in sicurezza.

INTRODUZIONE

In Italia, il 60% dei rifiuti radioattivi derivano dall'esercizio e dallo smantellamento degli impianti nucleari, mentre il restante 40% dalle attività di medicina nucleare, industriali e di ricerca, quest'ultimi definiti rifiuti radioattivi istituzionali (IRW) o rifiuti radioattivi non nucleari (NNRW). Si stima che la produzione di IRW ammonti a oltre 500 m³ annui (www.depositonazionale.it). Attualmente questi rifiuti vengono conferiti presso i diversi depositi temporanei, una ventina, dislocati su tutto il territorio italiano, in attesa della costruzione del Deposito Nazionale di superficie.

A livello nazionale, le procedure tecnico-operative per la gestione sicura del materiale radioattivo sono fornite dall'Ispettorato Nazionale per la Sicurezza Nucleare e la Radioprotezione (ISIN), ai sensi del D.Lgs. 101/2020.

Dal 2022 è operativo in Italia il Sistema per la Tracciabilità di Rifiuti, Materiali e Sorgenti radioattivi (STRIMS) per il monitoraggio delle sostanze radioattive, dalla produzione allo smaltimento.

Nel 2023 l'ISIN ha emesso la Guida tecnica n. 33 "Criteri di sicurezza nucleare e radioprotezione per la gestione dei rifiuti radioattivi", aggiornamento della "Guida Tecnica ENEA n. 26 – Gestione dei rifiuti radioattivi" del 1987, per tener conto del mutato contesto normativo internazionale, comunitario e nazionale.

A luglio 2023 è stata pubblicata la norma UNI 11918:2023 - Gestione dei rifiuti radioattivi prodotti dai settori medico, sanitario, industriale e di ricerca.

Gli IRW prodotti in sanità derivano principalmente da attività diagnostiche e terapeutiche. Si utilizzano isotopi radioattivi come il Tecnezio-99m nella diagnostica per immagini o lo Iodio-131 a fini terapeutici. La maggior parte dei rifiuti prodotti in ambito medico hanno vita media molto breve e, dopo lo stoccaggio nei depositi temporanei, possono essere smaltiti come rifiuti convenzionali.

Nell'industria si utilizzano prevalentemente sorgenti radioattive sigillate impiegate per la radiografia di saldature, il controllo qualità di materiali e componenti, sterilizzare alimenti, effettuare misure di spessore o densità e per calibrare strumenti. Le sorgenti più utilizzate sono il Cobalto 60 e il Cesio 137. Esse vengono dismesse solo quando non risultano più efficienti per le attività richieste.

Per le attività di ricerca scientifica i materiali radioattivi in forma non sigillata maggiormente impiegati sono riportati in tab. n. 1.

Tabella 1 - Esempi di utilizzo di isotopi radioattivi

Isotopo radioattivo	Esempio applicativo
P-32	marcatura di acidi nucleici e proteine
P-32, S-35, H-3, C-14	elettroforesi su gel di poliacrilamide per separare e identificare molecole di DNA, RNA o proteine
S-35, H-3, C-14	marcatura di proteine tramite amminoacidi e studiare i processi cellulari in coltura
H-3, C-14	prelievi di eluati da incubazioni di tessuti in vitro
C-14	studi di datazione radiocarbonica o tracciamento del metabolismo delle sostanze organiche
PU-239	studio delle proprietà dei materiali nucleari

Gli IRW in forma di sorgente sigillata sono generalmente stoccati nelle loro condizioni originali, fino a quando la loro radioattività non si riduce a livelli di sicurezza; gli IRW non sigillati, invece, devono essere condizionati, secondo protocolli specifici che possono includere trattamento e condizionamento in matrici stabili, come il cemento per i liquidi o l'incapsulamento in contenitori per i solidi.

NORMATIVA DI RIFERIMENTO E CLASSIFICAZIONE

La normativa di riferimento per la radioprotezione dei lavoratori, della popolazione e dell'ambiente dall'esposizione alle radiazioni ionizzanti è il d.lgs.101/20, il cosiddetto "testo unico sulla radioprotezione" che ha riordinato la normativa di settore, abrogando il d.lgs. 230/95, il d.lgs. 187/00 e il d.lgs. 52/07. Il testo unico sulla radioprotezione ha disciplinato le misure di sicurezza connesse all'esposizione a radiazioni ionizzanti in diversi settori, compresi quelli relativi alle attività di gestione del combustibile esaurito e dei rifiuti radioattivi. Già dalla prima applicazione del d.lgs.101/20 sono emerse criticità, dovute principalmente a un non completo recepimento della Direttiva UE, che hanno reso necessaria l'emanazione di un decreto correttivo, il d.lgs. 203/2022, in vigore da gennaio 2023. Quest'ultimo, all'art. 22, ha previsto che, per le pratiche del settore industriale con produzione di residui o di effluenti che contengono radionuclidi di origine naturale e un livello di esposizione non trascurabile, sia per la radioprotezione che per l'ambiente, l'esercente debba eseguire delle misurazioni della concentrazione di attività su un numero rappresentativo di campioni di materiali e di residui.

In Italia i rifiuti radioattivi erano dapprima classificati in tre categorie (prima, seconda e terza categoria), secondo i requisiti fissati dal 1987 dalla Guida Tecnica ENEA n. 26 "Gestione dei rifiuti radioattivi"; oggi sono classificati in cinque diverse classi (a vita media molto breve, attività molto bassa, bassa attività, media attività e alta attività), dal D.M. 7 agosto 2015 (attuativo del d. lgs.45/2014 di recepimento della Direttiva 2011/70/EURATOM), alle quali corrispondono differenti modalità di gestione, in funzione del tempo di dimezzamento fisico e della concentrazione di sostanza radioattiva. Per la gestione sicura dei rifiuti radioattivi si può far riferimento alla Guida Tecnica ISIN n. 33 "Criteri di sicurezza nucleare e radioprotezione per la gestione dei rifiuti radioattivi" pubblicata nel 2023 come aggiornamento della Guida Tecnica ENEA n. 26. Infatti, l'ISIN (Ispettorato Nazionale per la Sicurezza Nucleare e la Radioprotezione) è l'ente deputato a fornire le procedure tecnico-operative per la gestione sicura del materiale radioattivo attribuite dal d.lgs.101/2020.

Tabella 2 – Raffronto tra classificazione della Guida Tecnica n. 26 e D.M. 7 agosto 2015

Classificazione GT n. 26	Nuova classificazione
Prima Categoria	Rifiuti radioattivi a vita media molto breve
	Rifiuti radioattivi di attività molto bassa
Seconda Categoria	Rifiuti radioattivi di bassa attività
	Rifiuti radioattivi di media attività
Terza Categoria	Rifiuti radioattivi di alta attività

Il D.M. prevede che i rifiuti radioattivi siano preliminarmente classificati secondo la tipologia di condizionamento prevista e necessaria a minimizzarne il volume, poiché i livelli ammissibili, in termini di condizioni e/o concentrazioni di attività, si riferiscono al manufatto che contiene il rifiuto. Per approfondimenti relativi al trattamento e condizionamento presso il gestore del servizio integrato si può far riferimento alla norma UNI 11918:2023. La stessa norma reca nelle Appendici E ed F un elenco dei principali radionuclidi utilizzati nei settori non nucleari, dettagliandone applicazione, quantità tipica e stato fisico.

CRITERI GENERALI DI GESTIONE

Il principio fondamentale su cui basare la gestione dei rifiuti radioattivi è la garanzia della protezione dei lavoratori, della popolazione e dell'ambiente dai rischi legati alle radiazioni ionizzanti. Una caratteristica importante della gestione dei rifiuti radioattivi è la necessità di valutare l'impatto anche sulle generazioni future, essendo il tempo di decadimento della radioattività dell'ordine dei decenni.

Proprio al fine di ridurre l'esposizione umana e ambientale alle radiazioni ionizzanti, la produzione dei rifiuti deve essere mantenuta al minimo ragionevolmente praticabile, sia in termini di attività che di volumetria.

I rifiuti devono essere gestiti in sicurezza, a partire dalla generazione e fino allo smaltimento finale.

Quest'ultimo prevede l'isolamento dei rifiuti dalla biosfera per un tempo sufficiente a far decadere la radioattività a livelli non più pericolosi per la salute dell'uomo e l'ambiente. Prima dell'isolamento è necessario, però, provvedere a:

- Ridurre, se possibile, il volume del rifiuto;
- Trasformare il rifiuto in forme fisiche/chimiche stabili;
- Condizionare il rifiuto in manufatti, onde evitarne la dispersione nell'ambiente;
- Trasportare i manufatti presso un deposito temporaneo o definitivo (Deposito Nazionale)

La gestione deve tener conto sia della natura del rifiuto radioattivo, sia del rischio radiologico ad esso associato e quindi del tempo di dimezzamento e della concentrazione di sostanze radioattive contenute nel rifiuto.

I rifiuti a vita molto breve possono essere smaltiti come rifiuti convenzionali, dopo essere stati stoccati per un certo tempo presso la struttura che li ha prodotti. I rifiuti in forma di sorgente sigillata sono generalmente stoccati nelle loro condizioni originali, fino a quando la loro radioattività non si riduce a livelli di sicurezza; quelli non sigillati, invece, devono essere condizionati, secondo protocolli specifici che possono includere trattamento e condizionamento in matrici stabili, come il cemento per i liquidi o l'incapsulamento in contenitori per i solidi.

I requisiti di conferibilità presso gli impianti di smaltimento sono fissati per il manufatto che contiene il rifiuto e quindi, con questa logica, i rifiuti radioattivi sono classificati in base alla tipologia di condizionamento e confinamento utilizzati.

La Guida Tecnica ISIN n. 33 copre l'intero ciclo di gestione del rifiuto radioattivo: produzione, raccolta, caratterizzazione, trattamento, condizionamento, classificazione per il trasporto, stoccaggio e smaltimento. Essa specifica anche i requisiti per i contenitori.

La guida, inoltre, impone che coloro che, a qualsiasi titolo, sono incaricati della gestione dei rifiuti radioattivi, implementino un sistema di gestione che ponga al centro la cultura della sicurezza.

A partire dal 2022, in Italia, anche al fine di ridurre il rischio di traffici illeciti e reati ambientali, è stato implementato il Sistema per la Tracciabilità di Rifiuti, Materiali e Sorgenti radioattivi (STRIMS) con la finalità di monitorare la vita delle sostanze radioattive, dalla loro produzione fino allo smaltimento.

Nel 2023 è stata anche pubblicata la Norma UNI 11918:2023 – *Rifiuti prodotti da settore medico sanitario, industriale e di ricerca – caratterizzazione e gestione* che reca nelle Appendici E ed F un elenco dei principali radionuclidi utilizzati nei settori non nucleari, dettagliandone applicazione, quantità tipica e stato fisico.

TRATTAMENTO E CONDIZIONAMENTO

Il trattamento è un processo fisico e/o chimico per operare una riduzione del volume e/o di preparare il rifiuto alla successiva fase di condizionamento. In tab. 3 si riportano alcuni tipici processi di trattamento dei rifiuti radioattivi:

Tabella 3 – Tipici processi di trattamento del rifiuto

Processo	Tipo di processo	Finalità
Evaporazione	Chimico - Fisico	Concentrare la radioattività nel residuo dell'evaporazione
Filtrazione	Fisico	Separare la radioattività contenuta nel corpo solido
Ultrafiltrazione	Fisico	Separare le microparticelle in cui è concentrata la radioattività
Precipitazione Flocculazione	Chimico	Aggiunta di un reattivo che insolubilizza la componente radioattiva separandola dalla soluzione acquosa
Incenerimento	Chimico - Fisico	Incenerimento del rifiuto con concentrazione della sua componente radioattiva nelle ceneri

Il condizionamento è il processo che tratta il rifiuto in modo da stoccarlo in sicurezza nel tempo. Esso si realizza attraverso la realizzazione di un manufatto, costituito dal rifiuto condizionato

e dal suo contenitore. Generalmente si realizza ponendo nel contenitore un agente solidificante che opera la cementazione o la vetrificazione del materiale che costituisce il rifiuto. I radionuclidi presenti nel rifiuto sono integrati in una matrice solida che può essere:

- eterogenea per inglobamento, se il rifiuto è allo stato solido;
- omogenea per solidificazione, se il rifiuto è allo stato liquido o semiliquido.

Per il trattamento, il condizionamento, la movimentazione e il mantenimento delle condizioni ambientali idonee allo stoccaggio è necessario utilizzare specifici impianti:

- impianti tecnologici di servizio (aria, vapore, acqua calda, fluidi criogenici) e attrezzature per la movimentazione dei contenitori; essi non presentano rischio emissione;
- impianti/attrezzature per il trattamento/condizionamento di componenti contaminati che devono essere opportunamente gestiti perché presentano rischio di emissione.

La sicurezza dei processi operati è garantita da un costante controllo dei parametri rilevati nel corso delle attività sul rifiuto dagli enti preposti quali Sogin, Isin, Arpa, Inail.

L'efficienza e la sicurezza delle apparecchiature e delle strumentazioni di processo impiegate sono garantite da verifiche periodiche effettuate da Inail.

Per tutti i rifiuti a bassa, media e alta attività prodotti in Italia ogni giorno, è prevista la realizzazione di un Deposito Nazionale definitivo di superficie (DNPT), con annesso un Parco Tecnologico di ricerca. Il deposito sarà costituito da celle, moduli e manufatti in grado di assicurare l'isolamento dalla radioattività dei rifiuti per almeno 300 anni. Esso sostituirà definitivamente le decine di depositi temporanei dislocati sul territorio nazionale e accoglierà temporaneamente anche i rifiuti ad alta attività, fino al loro conferimento in un deposito geologico di profondità.

CONCLUSIONI

Le novità introdotte dal D.Lgs. 101/2020 e s.m.i., dalla Guida Tecnica ISIN n. 33, dallo STRIMS e dalle norme UNI di settore rappresentano un importante passo avanti nella gestione sicura e trasparente dei rifiuti radioattivi prodotti in Italia, allineando il Paese agli standard internazionali ed europei.

Nonostante le novità normative relative all'obbligo di comunicare i dati sulla produzione e gestione di rifiuti radioattivi, a cui si aggiunge l'introduzione del delitto ambientale nel Codice penale, persiste ancora l'incertezza legata ai tempi di realizzazione del Deposito Nazionale, causata anche dal mancato consenso delle comunità locali presenti nei siti idonei ad ospitarlo. Una delle difficoltà nella gestione degli IRW è la progressiva diminuzione degli spazi disponibili per lo stoccaggio; ciò comporta la proliferazione di depositi sul territorio nazionale, nonostante essi siano provvisori. Inoltre, le tariffe per la gestione temporanea dei rifiuti e delle sorgenti esaurite sono in costante aumento. Risulta, pertanto, cruciale la tempestiva realizzazione del Deposito Nazionale.

Bibliografia

[1] Guida tecnica ISIN n. 33 - *Criteri di sicurezza nucleare e radioprotezione per la gestione dei rifiuti radioattivi*, Ispettorato nazionale per la sicurezza nucleare e la radioprotezione, Roma, 2023

[2] UNI 11918:2023 - *Gestione dei rifiuti radioattivi prodotti dai settori medico, sanitario, industriale e di ricerca – caratterizzazione e gestione*, Ente Nazionale Italiano di Unificazione, Milano, 2023



Convegno Nazionale Airp
Lucca, 25 - 27 settembre 2024

L'analisi dei radionuclidi nei fanghi di depurazione urbani quale strumento di monitoraggio del territorio

Chiara Cantaluppi¹, Beatrice Morelli¹

¹Istituto di Chimica della Materia Condensata e di Tecnologia per l'energia, ICMATE-CNR, 35127 (PD).

Chiara.cantaluppi@cnr.it

Abstract

I fanghi di depurazione, prodotti negli impianti di trattamento delle acque reflue, sono un materiale molto importante nell'ottica dell'economia circolare in quanto possono essere per diversi scopi. Nell'ambito di una collaborazione con un gestore del servizio idrico integrato del Veneto orientale, sono state condotte analisi di spettrometria gamma su fanghi provenienti da 14 impianti di depurazione prelevati dal 2012 al 2023 con cadenza circa mensile. Tutti i campioni sono stati analizzati con spettrometro gamma al germanio iperpuro con tempi di misura di almeno 7200 secondi, al fine di minimizzare l'errore statistico di conteggio. Il monitoraggio, iniziato per il controllo dei radionuclidi medicali nei fanghi in uscita dagli impianti di depurazione, ha permesso di raccogliere un ampio database (più di 700 campioni) anche degli altri radionuclidi gamma-emittenti. In tal modo, è stato possibile analizzare l'andamento nel tempo dei radionuclidi naturali e non, la loro evoluzione ed il loro eventuale rapporto con fattori esterni (es. piovosità, litologia, etc.). Infatti i fanghi, essendo prodotti nei trattamenti di purificazione delle acque reflue, rappresentano un ricettacolo di tutto ciò che confluisce nella rete fognaria, fornendo quindi uno strumento efficace di controllo e di analisi.

Lo ¹³¹I è stato rilevato frequentemente, ma in genere in basse concentrazioni. L'analisi delle sue concentrazioni dal 2012 ad oggi, come precedentemente ipotizzato, conferma che la sua presenza nei fanghi è legata principalmente alla densità di popolazione. Per quanto riguarda l'evoluzione nel tempo della concentrazione del ¹³⁷Cs nei fanghi, questa è stata studiata analizzando le serie storiche per ogni depuratore e confrontandole con la diminuzione attesa per il decadimento radioattivo: il database ottenuto per ogni impianto permette di avere dei valori di riferimento, sulla base dei quali si può evidenziare una potenziale anomalia dovuta ad incidenti con diffusione nell'ambiente del ¹³⁷Cs. Il ⁷Be è stato rinvenuto in quasi tutti i campioni analizzati, presente in maniera pressoché ubiquitaria nell'area geografica considerata: ciò può essere attribuito all'apporto in fognatura di acqua superficiale derivante dal dilavamento delle superfici impermeabilizzate. Per il ⁴⁰K è stata confermata la costanza delle concentrazioni di attività per ogni area territoriale dei depuratori. Sono stati analizzati anche i radionuclidi gamma emittenti delle catene di decadimento dell'²³⁸U e del ²³²Th. La determinazione del ²¹⁰Pb, infine, ha permesso di verificare la presenza delle sue componenti supportate e non: quest'ultima conferma, come indicato dal ⁷Be, l'apporto in fognatura dell'acqua di dilavamento superficiale. Questo lavoro dimostra quindi che l'analisi statistica delle concentrazioni dei radionuclidi nei fanghi di ciascun depuratore, della loro distribuzione geografica e successione temporale permette di trarre importanti informazioni sulle dinamiche ambientali e su eventuali anomalie in corso.

INTRODUZIONE

Nell'attuale ottica dell'economia circolare i fanghi di depurazione sono considerati sempre più una risorsa da cui recuperare materiali ed energia e sempre meno un rifiuto. Possono essere utilizzati come fertilizzante tramite lo spandimento diretto sul suolo, trattati in impianti di compostaggio, o per il recupero di specifici nutrienti quali fosforo ed azoto, o in impianti di digestione anaerobica per la produzione di biogas; sono in fase di sviluppo anche diverse tecnologie per la produzione di nuovi materiali, ad esempio bioplastiche, laterizi o materiali vetrosi. La termovalorizzazione viene spesso usata quando viene meno la possibilità di valorizzare i fanghi come nutrienti.

Nel 2020 circa il 53% dei fanghi prodotti a livello nazionale era avviato a smaltimento, sempre meno con il ricorso alla discarica, compensato principalmente dal ricorso al trattamento biologico o chimico-fisico e all'incenerimento. In generale in Italia la forma di recupero attualmente più diffusa è il compostaggio: nel 2020 gli impianti di compostaggio ricevettero fanghi per una quantità complessiva di circa 465 mila tonnellate, ovvero quasi il 12% dei rifiuti trattati, più del 78% proveniente da impianti di depurazione del servizio idrico. Nei prossimi anni è previsto un incremento della produzione di fanghi, quale conseguenza del potenziamento delle attività di depurazione sul territorio nazionale. Nel contesto europeo, il quantitativo di fanghi prodotti nel 2018 da 32 Paesi ammontava a circa 1,1 tonnellate, di cui il 34% utilizzato in agricoltura, il 31%

incenerito, il 12% destinato a compostaggio, il 12% in discarica ed il 10% restante viene destinato ad altri fini residuali [Eurostat, 2020].

Il fango tende a concentrare sia i metalli pesanti, sia i composti organici poco biodegradabili, sia i microorganismi patogeni presenti nelle acque di scarico. L'efficienza degli impianti di depurazione nella rimozione degli inquinanti non tradizionali, quali i radionuclidi, è poco nota, stante che essi sono progettati per rimuovere inquinanti di tipo convenzionale. Quindi al fine di prevenire ogni possibile effetto indesiderato sui suoli, sull'ecosistema e sulla popolazione, è importante conoscere anche le caratteristiche radiologiche del fango in termini di composizione in radionuclidi. Quelli naturali, sono presenti nei fanghi di depurazione in funzione dalle proprietà chimico-fisiche della materia di partenza e dall'efficienza dell'impianto di depurazione. Possono essere rinvenuti i radionuclidi della serie del ^{238}U e del ^{232}Th , ed il ^{40}K , come pure i naturali cosmogenici (^7Be ed il ^{210}Pb) di provenienza atmosferica, che giungono al suolo a causa delle deposizioni secche ed umide. Inoltre, il crescente utilizzo per scopi diagnostici e terapeutici di traccianti radioattivi e di radiofarmaci in medicina nucleare ha incrementato la probabilità che anche questi ultimi si trovino nelle acque reflue e quindi nell'effluente depurato e/o nel fango disidratato. Infatti, ad oggi, nei fanghi vengono rinvenuti sempre più frequentemente anche radionuclidi artificiali, quali innanzitutto ^{131}I ($t_{1/2} = 8,02$ g). Molti studi analizzano la presenza di questi radionuclidi nei fanghi [Zannoni D. 2018, Zannoni D., 2019], mentre sono pochi quelli che si occupano anche dei radionuclidi naturali [Camacho A., 2012] [Bastian R. K., 2005].

L'analisi bibliografica conferma la frammentarietà delle informazioni tuttora disponibili sul destino dei radionuclidi negli impianti di depurazione e la scarsa conoscenza dell'influenza che i processi di depurazione hanno sulla radioattività contenuta nei reflui da trattare [Cosenza A., 2013]. In tale contesto si inquadra questo lavoro che, per la prima volta, analizza un elevato numero di campioni di fanghi di depurazione di acque reflue urbane, (circa 760), cui segue l'andamento nel tempo. I campioni provengono da 16 depuratori siti in Veneto, principalmente nella fascia pedemontana e di pianura. Lo studio si è protratto dal 2012 al 2024 (a tutt'oggi ancora in corso) con prelievi ed analisi periodiche dei fanghi di depurazione che permettono di studiare le possibili variazioni temporali, o stagionali, del contenuto di radionuclidi, le possibili differenze di distribuzione geografica e la relazione con i parametri caratteristici degli impianti. Questi ultimi raccolgono acque nere domestiche e vari scarichi industriali autorizzati (concerie, industrie metalmeccaniche, lavanderie, caseifici, etc..) La maggior parte di questi fanghi viene smaltito in agricoltura, previo condizionamento fatto in impianti terzi (la materia è disciplinata dal D.lgs. 99/92), mentre il restante viene trattato presso un impianto di compostaggio e successivamente trasformato in compost ai sensi della normativa sui fertilizzanti (D.lgs. 75/2010).

MATERIALI E METODI

I campioni analizzati in questo lavoro sono stati prelevati con cadenza periodica (mensile o bimestrale) dal 2012 al 2023 dagli impianti di depurazione a valle del trattamento di disidratazione. Solo nell'impianto W02 i campioni sono essiccati invece che disidratati.

Le misure sono state eseguite nel laboratorio di radioattività ambientale dell'ICMATE-CNR con un rivelatore coassiale di tipo n al germanio iperpuro (HPGe) (tab.1); il detector è posto in un pozzetto di piombo spesso 100 mm con fogli interni di Cd e Cu che schermano ulteriormente dai fotoni a bassa energia.

I campioni sono stati analizzati in contenitori di "Marinelli" da 1 litro, mentre la determinazione del ^{226}Ra è stata effettuata su campioni selezionati; dopo averli posti in contenitori di alluminio da 150 ml a tenuta di radon e sigillati, si sono attesi circa 30 giorni per il raggiungimento dell'equilibrio ^{222}Rn - ^{226}Ra . Le calibrazioni in efficienza per entrambe le configurazioni di volume dei campioni sono state realizzate con soluzioni multipicco standard certificate QCY48 e QCYB40 (Amersham). Gli spettri sono stati acquisiti con il software GENIE-2000 (® AREVA/Canberra); sono stati determinati quantitativamente i seguenti radionuclidi naturali gamma-emittenti: ^{40}K , ^7Be , ^{208}Tl , ^{210}Pb , ^{212}Pb , ^{214}Bi , ^{214}Pb , ^{226}Ra , ^{228}Ac , ^{234}Th ed i radionuclidi artificiali ^{134}Cs , ^{137}Cs e ^{131}I . Il

tempo di acquisizione è stato differente per ogni campione ed è stato scelto con lo scopo di raggiungere un errore di conteggio statistico minore del 10% nei fotopicchi d'interesse. I valori di attività dei radionuclidi rilevati nei campioni analizzati sono stati riferiti alla massa del campione disidratato tal quale. I risultati relativi ai radionuclidi artificiali di origine medica sono discussi in altri lavori [Zannoni D., 2018; Zannoni D., 2019].

Tabella 1 - Caratteristiche dello spettrometro gamma

Caratteristica	Specifica
Tipo	Coassiale, tipo N, finestra in Be
Ø cristallo	53.5 mm
Altezza cristallo	53.0 mm
Distanza cristallo - finestra	5 mm
FWHM (@122 keV)	0.548 keV
FWHM (@1332 keV)	1.73 keV
Rapporto picco/Compton (@1332 keV)	55.9/1
Efficienza relativa (@1332 keV)	25.3%
Tensione di svuotamento	-2500 V
Tensione di lavoro	-4000 V

Tabella 2 - Radionuclidi determinati

Radionuclide	Tempo di dimezzamento	Principale emissione gamma (keV)	Yield (%)
⁷ Be	53,1 g	477,6	10,5
⁴⁰ K	1,277E+09 a	1460,8	11
¹³⁷ Cs	30,07 a	661,7	85,1
²⁰⁸ Tl	3,05 m	2614,5	99
²¹⁰ Pb	22,3 a	46,5	4,25
²¹² Pb	10,64 o	238,6	43,3
²¹² Bi	60,55 m	727,3	6,58
²¹⁴ Pb	26,8 m	351,9	37,4
²¹⁴ Bi	19,9 m	609,3	46,1
²²⁶ Ra	1600 a	186,2	3,59
²²⁸ Ac	6,15 o	911,2	25,8
²³⁴ Th	24,1 g	63,3	4,8

RISULTATI E DISCUSSIONE

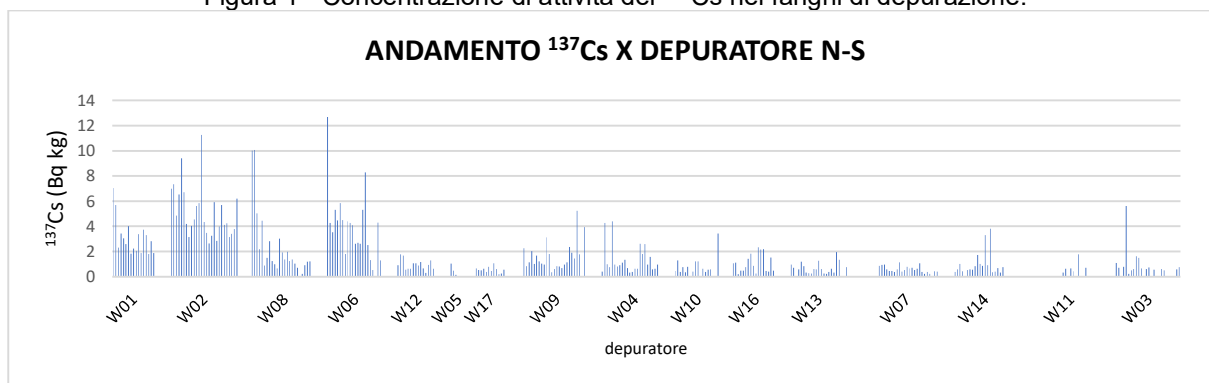
In tab. 3 sono riportati in sintesi i risultati delle misure spettrometriche. I radionuclidi: ²⁰⁸Tl, ²³⁴Th, ²¹²Bi sono stati determinati con sufficiente accuratezza solo in pochi campioni e quindi non sono qui riportati. Considerando i risultati del ¹³⁷Cs, che in Italia settentrionale è presente nell'ambiente principalmente in conseguenza al fallout di Chernobyl, si rileva in concentrazioni molto basse (media 2 Bq/kg) in quasi tutti i campioni, mentre le concentrazioni più elevate (fig. 1) si riscontrano nei depuratori più a nord, in corrispondenza della maggiore deposizione dovuta al fallout.

Tabella 3 - Statistica descrittiva delle concentrazioni di attività determinate nei campioni di fango di depurazione.

Radionuclide	Concentrazione di attività (Bq kg ⁻¹)			numero di campioni
	media	minima	massima	
⁷ Be	45,8	1,4	488,3	338
⁴⁰ K	36,8	1,2	121,3	340
¹³⁷ Cs	1,9	0,1	12,7	289
²¹⁰ Pb	57,9	2,0	341,6	261
²¹² Pb	3,5	0,4	21,7	341

^{214}Pb	7,2	0,1	145,2	330
^{214}Bi	7,0	0,3	139,9	337
^{226}Ra	52,8	0,4	1126,0	299
^{228}Ac	20,9	0,6	225,6	327

Figura 1 - Concentrazione di attività del ^{137}Cs nei fanghi di depurazione.



Come noto, il controllo nel tempo del ^{137}Cs nelle diverse matrici ambientali è un importante strumento di monitoraggio del territorio. Il fango di depurazione può essere considerato l'“integrale” del contenuto delle acque reflue provenienti da un areale ben definito. A tale scopo, si sono cercati dei metodi statistici per studiarne l'andamento nel tempo ed evidenziare eventuali anomalie. È stato quindi effettuato un confronto della concentrazione media del ^{137}Cs suddividendola nei due periodi: 2012-2017 e 2018-2022, per verificare se l'attività diminuisse come previsto dal decadimento radioattivo (fig. 2). In quasi tutti i depuratori l'attività decresce come atteso, tuttavia emerge un lieve incremento solo nei depuratori W09, W10, W13 in cui la media di ^{137}Cs nel periodo 2018-2023 è leggermente più alta rispetto al 2012-2017 (fig. 3). Per verificare questo andamento anomalo, è stata calcolata la media mobile delle concentrazioni misurate in funzione del tempo e si è confermato il trend leggermente crescente per i depuratori W09, W10, W13 (fig. 4). L'anomalia è in corso di verifica: una possibile spiegazione potrebbe essere legata alla diversità della litologia nella fascia di passaggio tra alta e bassa pianura veneta.

Figura 2 – medie ^{137}Cs periodo 2012-2017 rispetto al periodo 2018-2023

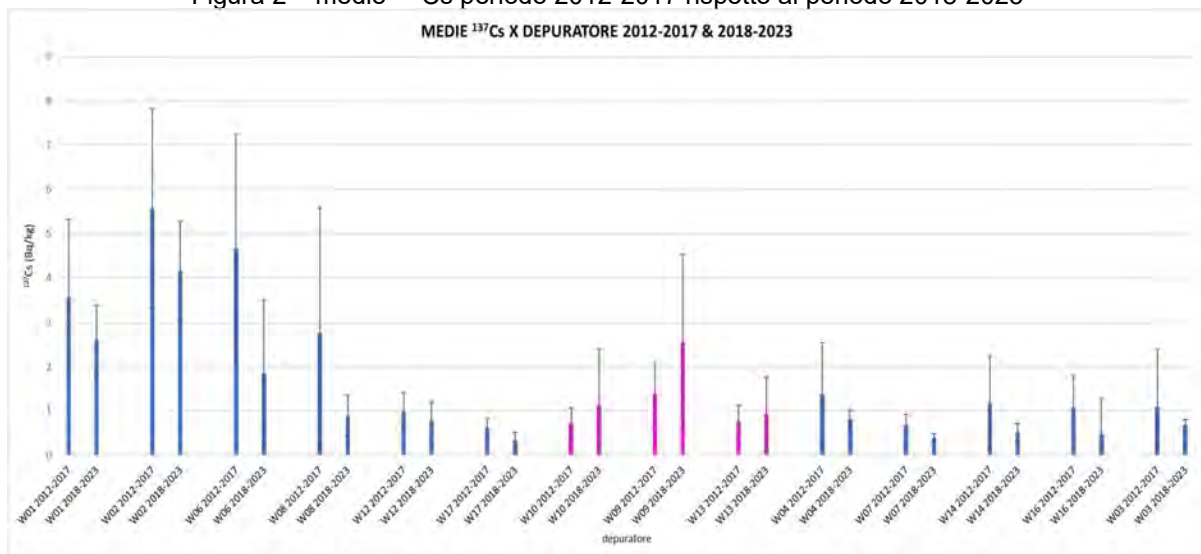


Figura 3 – confronto tra il decadimento del ^{137}Cs atteso e quello calcolato in base all'attività dei campioni, paragone tra W01 dove la retta segue quella del decadimento ed i depuratori dove l'attività aumenta.

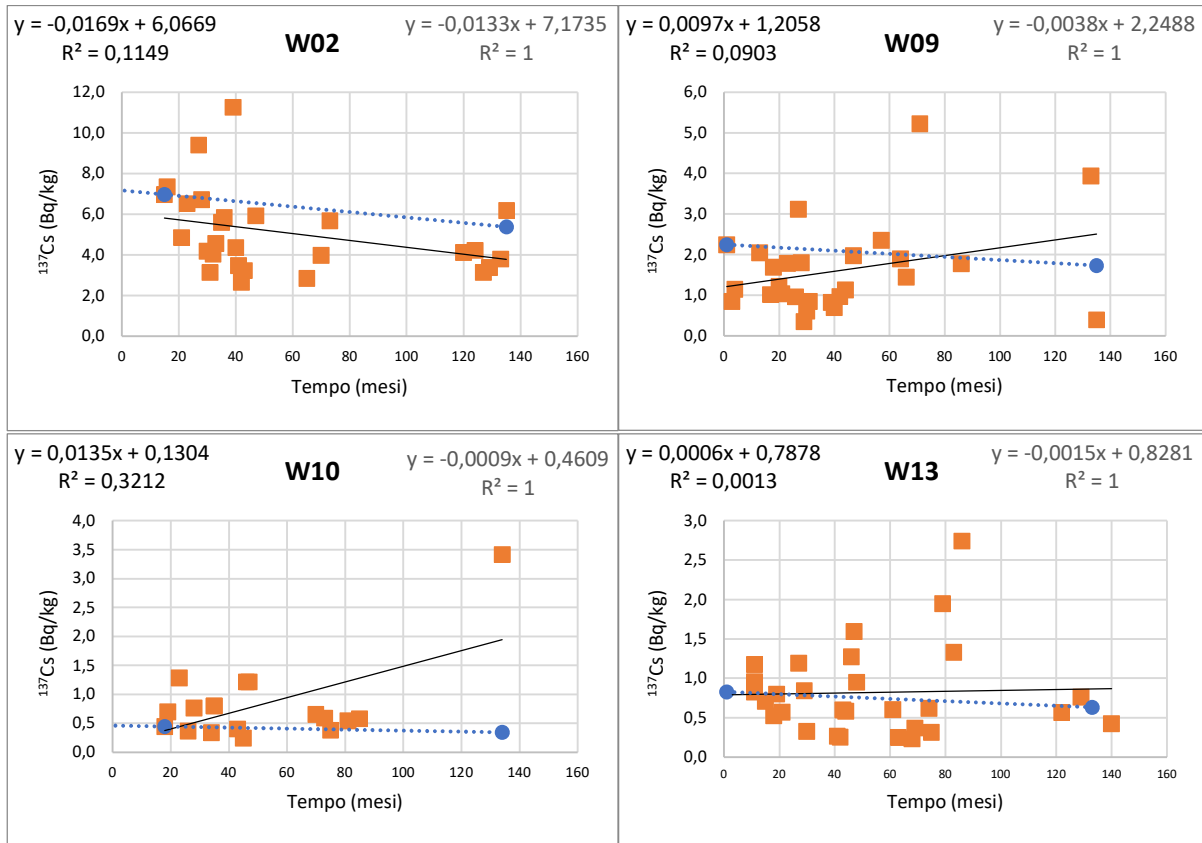
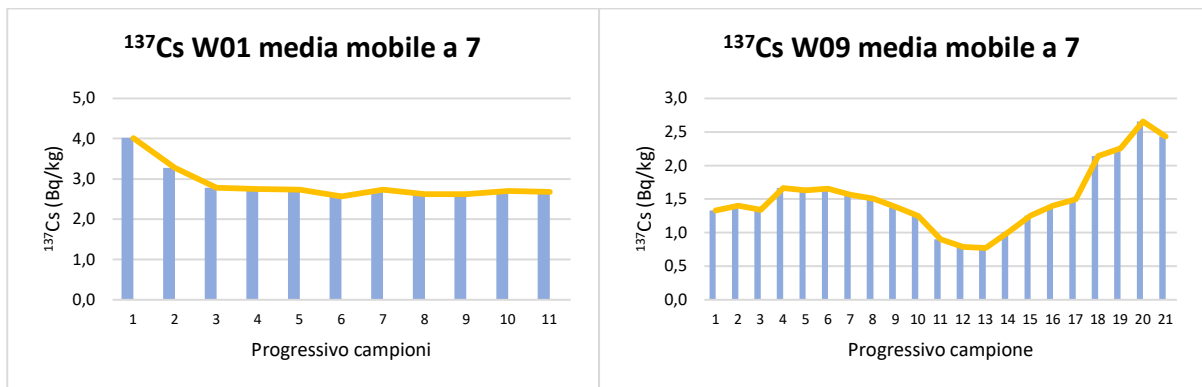


Figura 4 – medie mobili e confronto tra andamento decrescente (W01) e crescente (W09, W10 e W13)



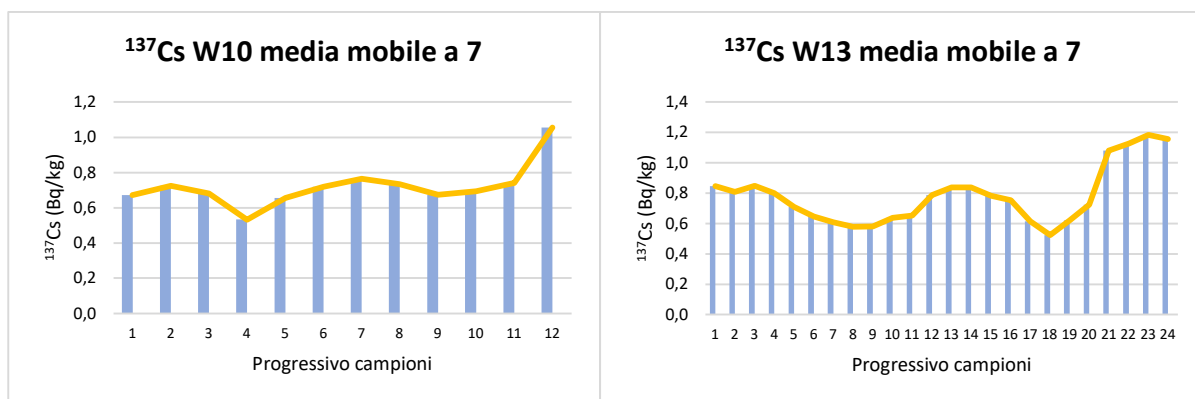
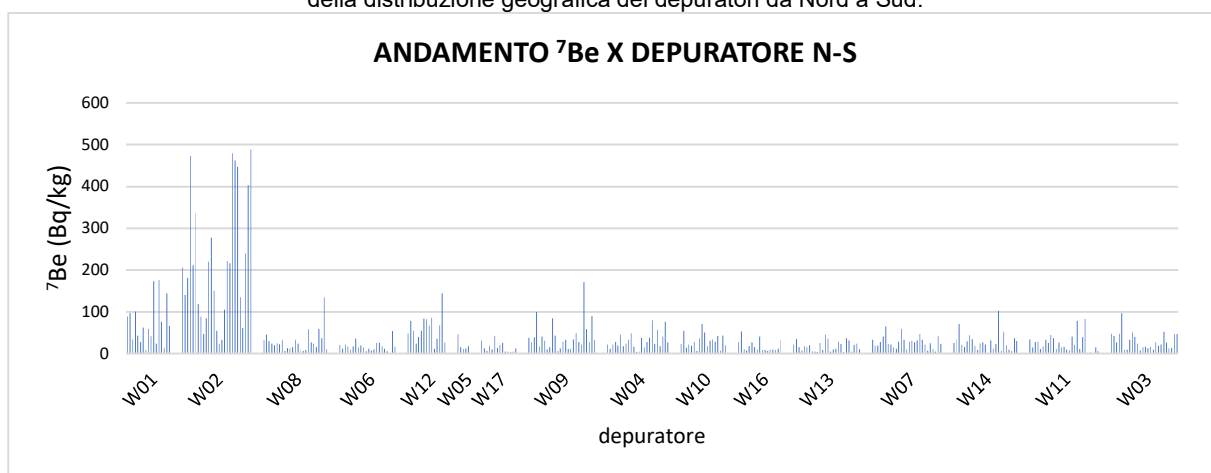


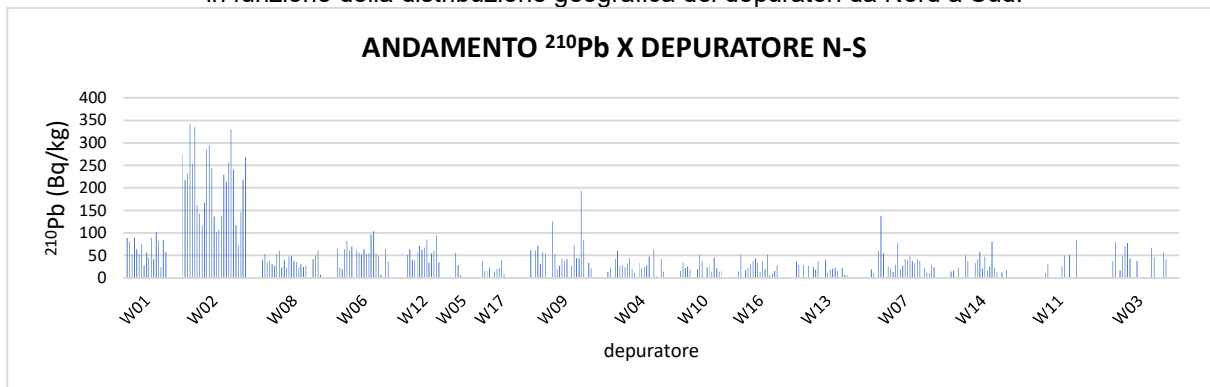
Figura 5- Concentrazioni di ^{137}Cs rilevate nei campioni di ogni depuratore, in ordine cronologico, ordinate in funzione della distribuzione geografica dei depuratori da Nord a Sud.



In tutti i depuratori si rileva ^7Be (fig. 5), in concentrazioni molto diverse e comprese tra 0 e 200 Bq/kg nei campioni disidratati e fino a 500 Bq/kg nei campioni essiccati (W02). L'isotopo ^7Be è di origine cosmogenica, si forma nell'interazione dei raggi cosmici con nuclei di azoto ed ossigeno dell'atmosfera terrestre; la sua presenza al suolo è collegata alla precipitazione umida mediata dalla pioggia che lo fissa alla parte più superficiale del terreno, da cui può comunque essere dilavato in seguito. Nei fanghi è chiaramente di provenienza atmosferica, poiché è ragionevole ritenere che nel refluo in entrata di ogni depuratore sia presente il contributo delle acque meteoriche e di dilavamento delle superfici impermeabili, anche se di fatto la normativa più recente non prevede che al giorno d'oggi questi apporti confluiscono negli impianti di depurazione. A riguardo, sono state ricercate correlazioni del contenuto di ^7Be nel fango con la piovosità della zona interessata dal depuratore anche se ciò presenta dei limiti intrinseci, in quanto i dati pluviometrici non sono disponibili per tutti i depuratori in analisi e soprattutto il fenomeno che porta il ^7Be nei fanghi è mediato dal tempo di scorrimento e raccolta delle acque di runoff, fino all'arrivo nel depuratore, ove il fango impiega un tempo variabile a formarsi; infine dipende anche dal tempo di prelievo ed analisi il campione. Per questo non sono state osservate correlazioni significative.

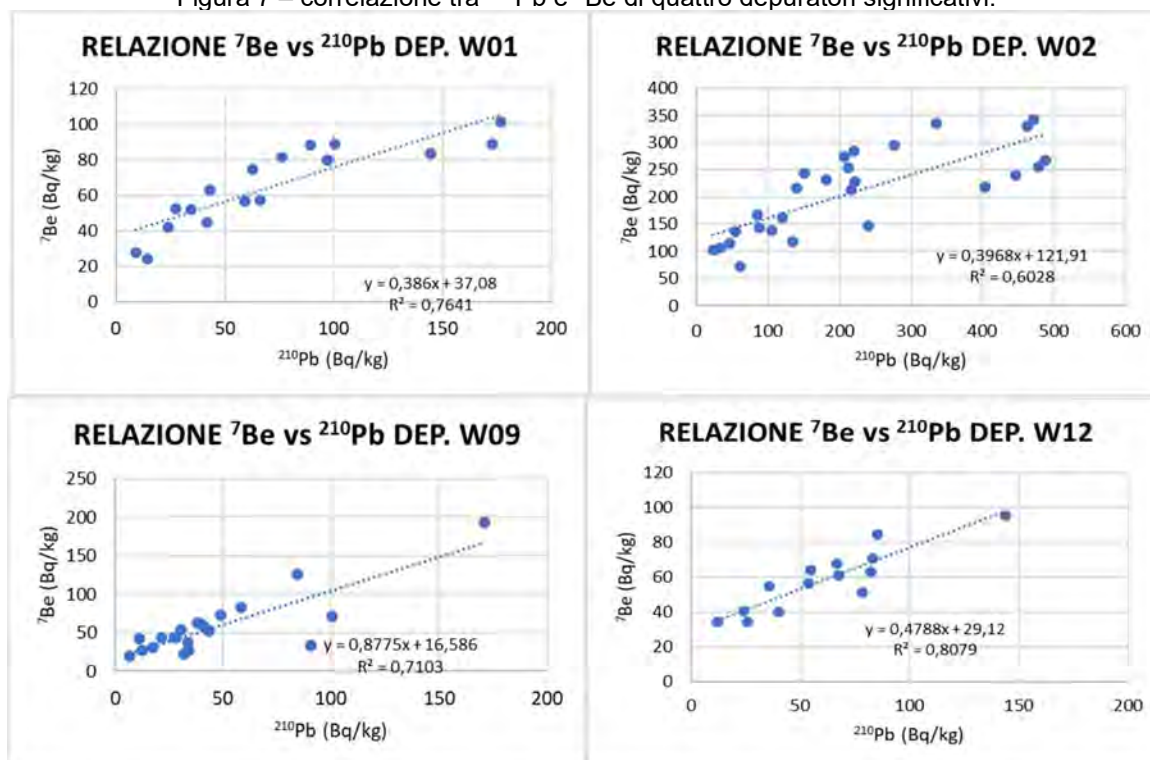
I risultati delle concentrazioni di ^{210}Pb rilevate nei campioni di ogni depuratore, in ordine cronologico e ordinati in funzione della distribuzione geografica dei depuratori da Nord a Sud, sono riportati in fig.6 dove si osserva un andamento simile a quello del ^7Be .

Figura 6 - Concentrazioni di ^{210}Pb rilevate nei campioni di ogni depuratore, in ordine cronologico, ordinate in funzione della distribuzione geografica dei depuratori da Nord a Sud.



Poiché il ^{210}Pb che si rileva nei fanghi e al suolo comprende un contributo di provenienza atmosferica, analogamente a quanto sopra è stata cercata la relazione tra la concentrazione di ^{210}Pb e la piovosità media mensile: anche per quanto riguarda il ^{210}Pb non si osserva una forte correlazione tra la concentrazione nei fanghi e la piovosità. E' stata invece osservata una correlazione positiva tra ^{210}Pb e ^7Be solo: in fig. 7 sono riportate le più significative, a dimostrazione della provenienza atmosferica di entrambi i radionuclidi. La relazione di proporzionalità diretta supporta quindi l'ipotesi della provenienza atmosferica di entrambi i radionuclidi (anche se in realtà il ^7Be è completamente di apporto atmosferico, mentre il ^{210}Pb ha una componente atmosferica (= non supportata) ed una componente minerale (=supportata).

Figura 7 – correlazione tra ^{210}Pb e ^7Be di quattro depuratori significativi.



Riguardo il ^{40}K , è stato determinato nei campioni di tutti i depuratori, come è ragionevole attendersi perché il potassio è un elemento ubiquitario; non sono state evidenziate particolari

anomalie; altrettanto ragionevole è ipotizzare che non ci siano variazioni significative nel tempo. Il solo depuratore W02 ha valori più alti del ^{40}K perché il fango è essiccato e quindi con un diverso contenuto di acqua rispetto al disidratato. Per brevità non si riporta il grafico del ^{40}K .

Il ^{226}Ra è stato determinato tramite l'emissione gamma a 186,2 keV, sottraendo il contributo del ^{235}U a 185,7 keV, ipotizzando le catene del ^{238}U e ^{235}U in proporzione naturale ed in equilibrio nei fanghi di depurazione. Per alcuni campioni selezionati è in corso la determinazione più accurata della concentrazione di ^{226}Ra tramite sigillatura del contenitore e misura delle emissioni gamma di ^{214}Pb e ^{214}Bi all'equilibrio radioattivo radio-radon. Si osserva un comportamento del tutto particolare in W03 e W11 nei contenuti di ^{226}Ra e ^{228}Ra decisamente più elevati rispetto alla media (tab. 4): escludendo questi depuratori, che si distinguono per la prossimità al complesso vulcanico ladinico, negli altri la concentrazione media di ^{226}Ra nel fango disidratato è sempre inferiore a 10 Bq/kg che può essere considerata il valore di base delle zone pedemontane non interessate dal termalismo euganeo. Lo stesso andamento si riscontra anche per ^{228}Ac , che può essere considerato uguale a ^{228}Ra nei nostri campioni, in quanto figlio diretto del ^{228}Ra . Anche qui i valori più elevati sono in W11 e W03. Nonostante l'acqua termale segua dei percorsi separati rispetto alle acque reflue urbane, si può formulare l'ipotesi che, pur non entrando direttamente nei depuratori, l'acqua termale e/o il substrato metamorfico (e quindi potenzialmente composto da maggiore presenza di minerali uraniferi) influenzino la composizione finale dei fanghi prodotti in depuratori adiacenti al complesso magmatico ladinico dei colli euganei.

Figura 8 - Concentrazioni di ^{226}Ra e ^{228}Ac rilevate nei campioni di ogni depuratore, in ordine cronologico, ordinate in funzione della distribuzione geografica dei depuratori da Nord a Sud.

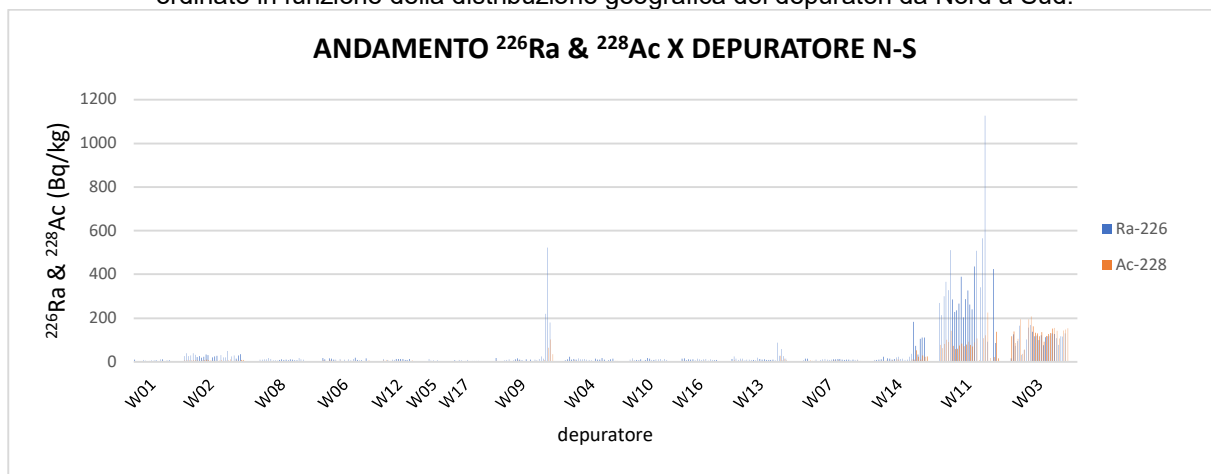


Tabella 4 - Concentrazione di ^{226}Ra e di ^{228}Ac media per depuratore

depuratore	MEDIA ^{226}Ra (Bq/kg)	MEDIA ^{228}Ac (Bq/kg)
W01	4,1	2,4
W02	15,5	6,6
W03	62,7	130,5
W04	6,0	2,9
W05	4,4	2,2
W06	6,1	3,6
W07	5,7	3,4
W08	5,5	2,1
W09	32,6	11,0
W10	5,5	1,8
W11	180,3	79,3
W12	5,7	4,0
W13	9,5	4,6
W14	21,3	10,4
W16	5,7	2,7
W17	3,2	1,9



CONCLUSIONI

L'analisi del contenuto di radionuclidi nei fanghi di depurazione, inteso sia come misura qualitativa sia come misura quantitativa è un utile supporto per effettuare un monitoraggio integrato e su larga scala per il controllo dei radionuclidi presenti nell'ambiente e per l'interpretazione di fenomeni ambientali riguardanti le acque reflue trattate negli impianti di depurazione. Per questo è necessario innanzitutto conoscere i valori di fondo o "normali" di ciascun radionuclide nei fanghi di depurazione ricavandoli da un ampio numero di campioni rappresentativi. Qualsiasi apporto anomalo di radionuclidi nel circuito delle acque potabili e poi reflue potrà essere individuato sulla base di queste elaborazioni.

Tra gli aspetti più significativi si evidenziano:

- il ^7Be che ci indica di fatto l'apporto di acque meteoriche nella rete fognaria, in tutti i depuratori monitorati, nonostante la più recente legislazione ne vieti lo scarico nella rete fognaria urbana.
- Il ^{210}Pb presente nei fanghi di depurazione è sia quello in equilibrio con il progenitore ^{226}Ra , sia quello di provenienza atmosferica: infatti la correlazione tra ^7Be e ^{210}Pb indica la (parziale) provenienza atmosferica del ^{210}Pb . Entrambi possono essere usati come traccianti dei fenomeni di deposizione atmosferica.
- L'analisi del ^{137}Cs nei fanghi consente di condurre un monitoraggio continuativo ed integrato nel tempo del territorio: fornisce un database della presenza di ^{137}Cs post-Chernobyl ed è uno strumento per individuare rapidamente eventuali scarichi o eventi incidentali che comportino la diffusione ambientale di radionuclidi artificiali.
- Le anomalie emerse nei contenuti di ^{226}Ra e ^{228}Ra sono state indagate e si è potuto trarre ipotesi sulla loro origine.

Questo lavoro è dedicato alla memoria del collega Dott. Aldo Cianchi, recentemente scomparso.

Bibliografia

- Bastian, R. K., et al., *Radioactive Materials in Biosolids: National Survey, Dose Modeling, and Publicly Owned treatment Works (POTW) Guidance*, in "Journal of Environmental Quality", Research Gate, n° 34, 2005, pp. 64-74. DOI 10.2134/jeq2005.0064a
https://www.researchgate.net/publication/8082935_Radioactive_materials_in_biosolids_National_survey_dose_modeling_and_publicly_owned_treatment_works_POTW_guidance
- Camacho, A., Montaña, A., Vallés, I., Devesa, R., Céspedes-Sánchez, R., Serrano, I., Blázquez, S., Barjola, V., *Behavior of natural radionuclides in wastewater treatment plants*. "Journal of Environmental Radioactivity", Elsevier, n° 109, 2012, pp. 76-83.
<https://doi.org/10.1016/j.jenvrad.2012.02.005>
- Camacho, A., Montaña, M., Vallés I., Devesa, R., Céspedes-Sánchez, R., Serrano, I., *Temporal evolution of radionuclides in sludge from wastewater treatment plants*. "Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry", Springer, n° 295, 2012, pp. 297-306. DOI 10.1007/s10967-012-1977-6
<https://link.springer.com/article/10.1007/s10967-012-1977-6>
- Cantaluppi, C., Zannoni, D., Cianchi, A., Giacetti, W., Lovisetto, B., Pagnin, E., Favero, T., *Methods for radioactivity measurements in drinking water using gamma spectrometry*. "Journal of Environmental Radioactivity", Elsevier, n° 232, 2021.
Retrieved from: <https://doi.org/10.1016/j.jenvrad.2021.106566>
- Cosenza, A., Rizzo, S., Santamaria, A. S., Viviani, G., *Destino dei radionuclidi negli impianti di depurazione delle acque reflue urbane*. "Atti del Congresso Nazionale di Radioprotezione", AIRP, n°XXXVI, 18-20 settembre Palermo 2013, pp 11-19. ISBN: 9788888648385
https://www.airp-asso.it/wp-content/uploads/convegni/2013_36_congresso/atti/palermo1.pdf
- Di Fabio, S., Giuliano, A., Langone, M., Petta, L., *La gestione dei fanghi di depurazione in ottica di economia circolare*, in "ENEA Magazine, Energia, ambiente e innovazione", Focus ENEA, n° 14, 2023, pp.59-62. DOI 10.12910/EAI2023-014
<https://www.eai.enea.it/archivio/sos-acqua/la-gestione-dei-fanghi-di-depurazione-in-ottica-di-economia-circolare.html>



Convegno Nazionale Airp
Lucca, 25 - 27 settembre 2024

- Gallego E., *MUD: a model to investigate the migration of ¹³⁷Cs in the Urban environment and Drainage and sewage treatment systems*; in "Journal of Environmental Radioactivity", Elsevier, n° 85, 2006, pp 247-264. DOI 10.1016/j.jenvrad.2004.10.017
<https://doi.org/10.1016/j.jenvrad.2004.10.017>
- Kleinschmidt, R., Akber, R., *Naturally Occurring radionuclides in materials derived from urban water treatment plants in southeast Queensland, Australia*, in "Journal of Environmental Radioactivity", Elsevier, n° 99, 2008, pp. 607-620. DOI 10.1016/j.jenvrad.2007.09.001
<https://doi.org/10.1016/j.jenvrad.2007.09.001>
- Martin, J. K., Fenner, F. D., *Radioactivity in Municipal Sewage and Sludge*, in "Public Health Reports", n° 112 (4), 1997, pp. 308-16 discussion 317-8. PMID: 9258296; PMCID: PMC1381970. Retrieved from: <https://pubmed.ncbi.nlm.nih.gov/9258296/>
- Michalik B., et al., *A methodology for the systematic identification of naturally occurring radioactive materials (NORM)*, in "Science of the Total Environment", Elsevier, n° 881, 2023, pp. 163-324. DOI 10.1016/j.scitotenv.2023.163324
<https://doi.org/10.1016/j.scitotenv.2023.163324>
- Montaña, M., Camacho, A., Devesa, R., Vallés, I., Céspedes, R., Serrano, I., Blázquez, S., Barjola, V., *The presence of radionuclides in wastewater treatment plants in Spain and their effect on human health*, in "Journal of Cleaner Production", Elsevier, n° 60, 2013, pp. 77-82.
<https://doi.org/10.1016/j.jclepro.2011.07.007>
- Palomo, M., Penalver, A., Aguilar, C., Borrul, F., *Presence of Natural Occurring Radioactive Materials in sludge samples from several Spanish water treatment plants*, in "Journal of Hazardous Materials", Elsevier, n° 181, 2010, pp. 716-721. DOI 10.1016/j.jhazmat.2010.05.071
<https://doi.org/10.1016/j.jhazmat.2010.05.071>
- Pratama, M. A., Yoneda, M., Yamashiki, Y., Shimada, Y., Matsui Y., *Modeling and identifying the sources of radiocesium contamination in separate sewerage systems*, in "Science of the Total Environment", Elsevier, n° 622-623, 2018, pp. 1098-1108. DOI 10.1016/j.scitotenv.2017.12.046
<https://doi.org/10.1016/j.scitotenv.2017.12.046>
- Topcuoglu, B., Aksoy, E., Ozmen, S. F., *Assessment of Radioactivity Levels of Wastewater Treatment Plants Sludges of Western Antalya*, in "41st TURKEY International Conference on Chemical, Biological, Environment & Medical Sciences", TCBEM-22, n° XXXI, 15-16 December, Istanbul (Turkey), 2022, pp. 78-82. DOI 10.17758/DIRPUB13.DIR1222316
- Zannoni, D., Cantaluppi, C., Ceccotto, F., Giacetti, W., Lovisetto, B., *Fattori ambientali che modulano il contenuto di ¹³¹I e ¹³⁷Cs nelle acque reflue urbane in un'area del nord Italia: il caso delle province di Padova e Vicenza*. "Atti del Congresso Nazionale di radioprotezione", AIRP, n° XXXVII, 17-19 ottobre Bergamo 2018, pp 156-165. ISBN: 9788888648460
https://www.airp-asso.it/wp-content/uploads/convegni/2018_Bergamo/ATTI.pdf
- Zannoni, D., Cantaluppi, C., Ceccotto, F., Giacetti, W., Lovisetto, B., *Human and environmental factors affecting the activity of ¹³¹I and ¹³⁷Cs in urban wastewater: A case study*, in "Journal of Environmental Radioactivity", Elsevier, n° 198, 2019, pp. 135-146.
<https://doi.org/10.1016/j.jenvrad.2018.12.026>

La Radioprotezione in ATS Brescia: prevenzione e vigilanza territoriale

M. Bressanelli¹, M. Fortunato¹, A. Paladini¹, P. Vincenti¹, R. Ferranti¹, G.E.F. Marazza¹, L.E.S. Lanfredini¹

¹Agenzia di Tutela della Salute di Brescia – Viale Duca degli Abruzzi, 15 – Brescia
maura.bressanelli@ats-brescia.it

Le Agenzie di Tutela della Salute (ATS) svolgono un ruolo centrale nella prevenzione e vigilanza radiologica, in collaborazione con enti locali e regionali, con l'obiettivo di migliorare la gestione del rischio. Il documento descrive le attività di ATS Brescia in ambito radio-protezionistico. L'Agenzia, identificata da Regione Lombardia quale unità operativa regionale per la tematica Radon, è responsabile della prevenzione del rischio da esposizione al gas radiotossico, coordinando le attività con i Comuni e ARPA, promuovendo la sensibilizzazione e monitorando le aree a maggior rischio. Nell'ambito del settore industriale, ATS fornisce pareri per il rilascio di nulla osta per l'uso di sorgenti radioattive e apparecchiature radiologiche, monitora lo smaltimento di materiali radioattivi e vigila sull'impiego itinerante di apparecchiature e sorgenti radiologiche. Vigila sulle problematiche ambientali partecipando alla valutazione dei siti contaminati (esposizioni esistenti) e dei depositi temporanei di materiali radioattivi. In ambito sanitario l'ATS rilascia i nulla osta per l'utilizzo a scopo medico di radiazioni ionizzanti nelle strutture sanitarie e gestisce le notifiche delle pratiche radiologiche nonché la vigilanza sulle stesse.

INTRODUZIONE

Il D.Lgs. 101 del 31 luglio 2020 come modificato dal D.Lgs. 203 del 25 novembre 2022 individua il Servizio Sanitario Locale quale ente di vigilanza territoriale ai fini della tutela della salute pubblica in materia di radioprotezione. In Lombardia, la Legge Regionale del 30 dicembre 2009 n.33 (Testo unico delle leggi regionali in materia di sanità) come modificata dalla Legge Regionale n. 23 dell'11 agosto 2015 "Evoluzione del sistema sociosanitario lombardo: modifiche al Titolo I e Titolo II della legge regionale" e dalla Legge Regionale n. 3 del 3 marzo 2022 "[...] Modifiche al Titolo IV [...]", ha attribuito alle ATS specifici compiti di prevenzione e vigilanza territoriale. Questo lavoro ha l'obiettivo di illustrare le attività svolte da ATS Brescia in ambito radio-protezionistico, con particolare riferimento ai settori sanitario, industriale e ambientale.

SETTORE SANITARIO: COMMISSIONE PER LA RADIOPROTEZIONE E NOTIFICHE DI PRATICHE RADIOLOGICHE

L'Art. 62 della L.R. n. 33/2009 stabilisce che presso i Dipartimenti di Igiene e Prevenzione Sanitaria delle ATS siano istituite le Commissioni per la radioprotezione, con funzioni tecnico-consultive e di supporto tecnico-scientifico in tema di radioprotezione.

La Commissione fornisce pareri vincolanti per il rilascio dei nulla osta di Categoria B per le pratiche radiologiche sanitarie in strutture pubbliche e private. Inoltre, esprime pareri per il rilascio dei nulla osta di Categoria A da parte del Ministero della Salute.

L'Art. 46, comma 2, del D.Lgs. 101/20 e s.m.i. individua le ATS tra i destinatari delle notifiche di pratiche radiologiche non soggette ad autorizzazione.

L'attività di vigilanza comprende l'analisi delle relazioni tecniche pervenute e le ispezioni sul campo.

RADON

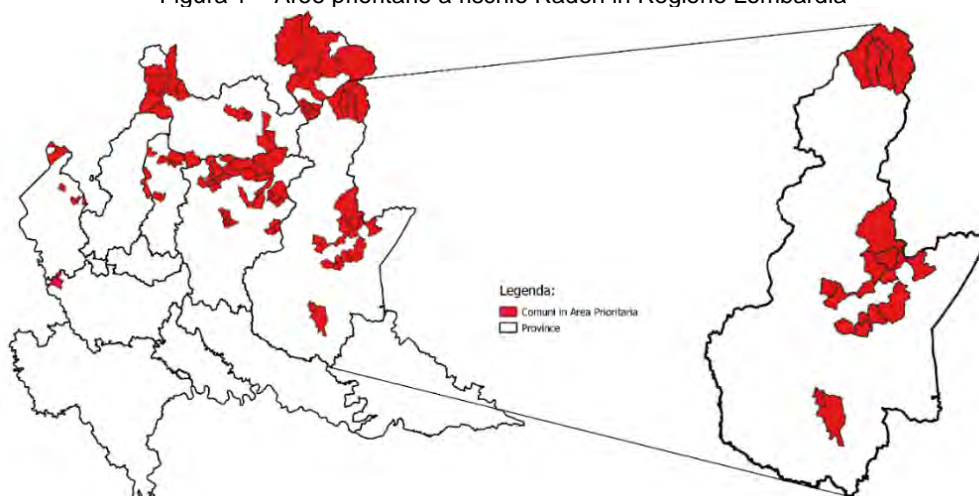
Con l'entrata in vigore della L.R. 3/2022 di modifica della L.R. 33/2009, ATS richiede ai Comuni di includere nei propri Regolamenti Edilizi le Linee Guida regionali per la prevenzione delle esposizioni al gas Radon in ambienti *indoor* di cui al D.D.G. 126798 del 21 dicembre 2011 e mettere in atto tutte le misure per la prevenzione del rischio Radon. Questo provvedimento

mira a ridurre l'esposizione al gas negli ambienti indoor, noto fattore di rischio per il tumore polmonare, contribuendo così alla protezione della salute pubblica.

Con DGR n. XI/6608 del 30 giugno 2022 ATS Brescia è stata designata quale Unità Operativa a valenza regionale per il Radon, assumendo un ruolo di supporto alla *governance* regionale e di coordinamento delle attività tra le diverse ATS. Visto il ruolo assunto, l'agenzia ha organizzato convegni e incontri specifici con i Comuni, ARPA ed ANCI per sensibilizzare sulla pericolosità del Radon, le normative vigenti e le misure preventive.

In collaborazione con ARPA è stata effettuata la prima individuazione delle aree prioritarie per il rischio Radon (fig. 1: a destra il dettaglio della sola Provincia di Brescia) ed avviato un monitoraggio approfondito del territorio sulla presenza di Radon al fine della miglior definizione delle aree a maggior rischio. La vigilanza sul Radon è attualmente svolta dall'ISIN e dall'Ispettorato Territoriale del Lavoro (ITL), ai sensi dell'art. 106, comma 2 – D.Lgs. 101/20 come modificato dal D.Lgs. 203/22 per quanto attiene i "luoghi di lavoro".

Figura 1 – Aree prioritarie a rischio Radon in Regione Lombardia



Focus sulla provincia di Brescia, in rosso le zone individuate dallo studio come aree prioritarie

SETTORE INDUSTRIALE: NULLA OSTA PREFETTIZIO, RITROVAMENTI E PRATICHE RADIOLOGICHE ITINERANTI

Tra i compiti previsti dell'Agenzia vi è l'espressione del parere al Prefetto per il rilascio del nulla osta alla detenzione e all'utilizzo di sorgenti radioattive e apparecchiature radiogene ai sensi dell'art. 52, comma 2, del D.Lgs. 101/2020 come modificato dal D.Lgs. 203/22.

Vengono monitorati i ritrovamenti e lo smaltimento delle sorgenti radioattive orfane e del materiale radio-contaminato. Negli anni, molti di questi materiali sono stati ritrovati tra i rottami destinati all'industria locale di fusione metalli e sono stati messi in sicurezza negli insediamenti industriali in attesa dell'allontanamento. Ogni ritrovamento viene valutato tramite lo studio delle relazioni tecniche redatte dagli esperti di radioprotezione dalle aziende, esprimendo pareri sulle tempistiche di allontanamento e sulle modalità di stoccaggio. Nella tabella "Ritrovamenti sorgenti e materiali radioattivi" (tab.1) sono rappresentati i dati storici dal 2018 al 2023 comunicati ad ATS Brescia da parte di ditte afferenti il territorio di competenza, epurati dei ritrovamenti di sorgenti per le quali non è stata dichiarata la concentrazione o la massa interessata dalla contaminazione ma comunque soggetti ad allontanamento a mezzo di ditta autorizzata.

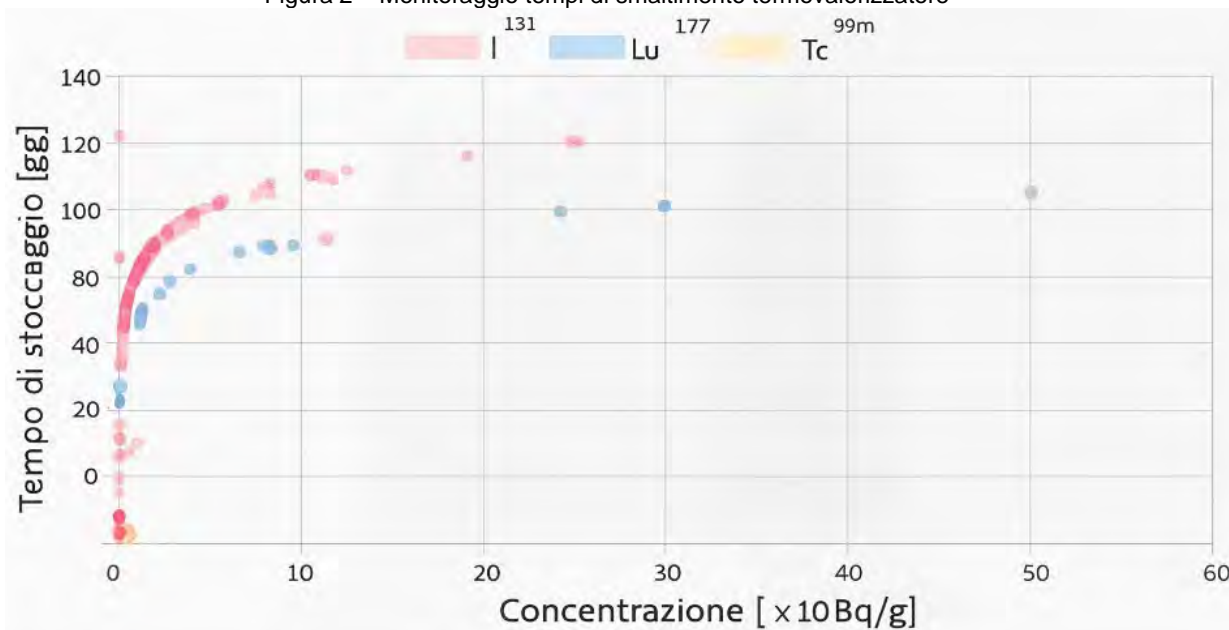
Tabella 1 – Ritrovamenti sorgenti e materiali radioattivi

Anno	Isotopo	Nr. Ritrovamenti	Concentrazione
2018	⁶⁰ Co	1	5.8
	²⁴¹ Am	2	39.8
	²²⁶ Ra	32	85.3
	²²³ Ra + ²³² Th	1	0.02
2019	⁹⁰ Sr	1	166.7
	¹³⁷ Cs	2	0.9
	²¹⁴ Bi + ²²⁶ Ra	2	35.4
	²²⁶ Ra	15	134.1
	²³² Th	1	0.2
	²⁴¹ Am	1	6.2
2020	⁶⁰ Co	3	0.02
	¹³⁷ Cs	1	0.002
	²²⁶ Ra	14	1646.6
	²³² Th	1	0.04
2021	⁸⁵ Kr	1	185.0
	¹³⁷ Cs	2	0.4
	²²⁶ Ra	14	6.0
	²³² Th	9	2067.6
	²³⁸ U	1	0.09
	²³⁸ U + ²²⁶ Ra + ²³² Th	1	201.7
	²⁴¹ Am	2	433 · 10 ³
2022	²²⁶ Ra	23	2491.6
	²³² Th	2	0.4
	²²³ Ra + ²³² Th	1	0.004
2023	⁶⁰ Co	1	0.03
	²²⁶ Ra	14	356.6
	²³² Th	2	0.06

Ritrovamenti comunicati ad ATS Brescia

Nel caso del termovalorizzatore di Brescia viene costantemente monitorata l'attività pervenuta dal ciclo urbano. In figura (fig. 2) è rappresentato l'andamento delle tempistiche di smaltimento in funzione della concentrazione rinvenuta e della tipologia di radioisotopo.

Figura 2 – Monitoraggio tempi di smaltimento termovalorizzatore



Andamento dei tempi di smaltimento per concentrazione e tipologia di radioisotopo

Nella tabella “Rinvenimenti dal ciclo urbano” (tab. 2) i dati storici dal 2018 al 2023 relativi alle sorgenti presumibilmente provenienti da attività sanitarie immesse nel ciclo urbano da pazienti dimessi a seguito di indagini/terapie di Medicina Nucleare rinvenute al termoutilizzatore di Brescia.

Tabella 2 – Rinvenimenti dal ciclo urbano

Anno	Nr. Ritrovamenti	Attività [MBq]	Concentrazione [kBq/g]	Massa [kg]
2018	21	5118	3.9	1295
2019	9	35	0.6	61
2020	23	109	2.5	44
2021	48	61	0.9	67
2022	48	372	0.15	2430
2023	35	189	3.6	52

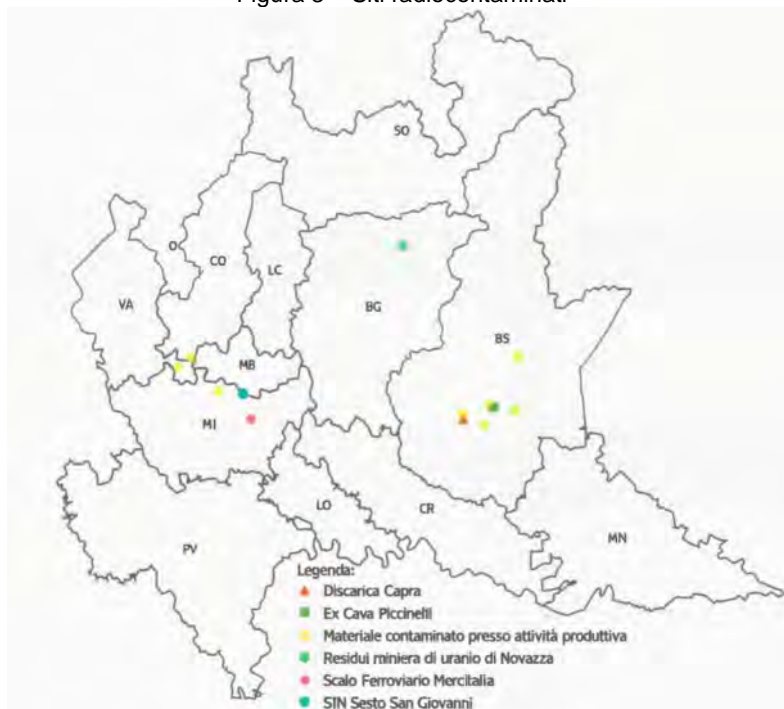
Storico ritrovamenti pervenuti presso il termoutilizzatore di Brescia dal ciclo urbano.

Nel 2024, è stato avviato un processo di concertazione locale tra ATS, ITL e Vigili del Fuoco (VVF) in merito alle comunicazioni e all’attività di vigilanza sull’utilizzo itinerante di sorgenti/apparecchiature per controlli radiologici non distruttivi, attraverso la definizione di linee d’indirizzo comuni.

SETTORE AMBIENTALE: ESPOSIZIONI ESISTENTI

ATS prende parte alla Commissione Consultiva Prefettizia ai sensi dell'art. 201, comma 2 del D.Lgs. 101/20 e s.m.i. per l'adozione delle misure correttive e protettive nelle situazioni di esposizioni esistenti e la valutazione dei depositi temporanei di materiale radio-contaminato.

Figura 3 – Siti radiocontaminati



Localizzazione dei 15 siti radiocontaminati individuati in Regione Lombardia

La recente ricognizione ministeriale e regionale ha identificato 7 dei 15 siti regionali di materiali radioattivi nel territorio di ATS Brescia (fig. 3). Questi siti includono Alfa Acciai di Brescia, ex Fermeco Brescia 80 di Montirone, IRO di Odolo, Raffineria Metalli Capra di Castel Mella, Discarica Metalli Capra di Capriano del Colle, Service Metal Company di Mazzano ed ex Cava Piccinelli Cagimetal di Brescia. Le indagini e valutazioni condotte da ARPA hanno escluso emergenze per l'esposizione della popolazione e la contaminazione ambientale all'esterno dei siti.

CONCLUSIONI

ATS Brescia svolge un ruolo fondamentale nella prevenzione e nella vigilanza in ambito radio-protezionistico, assicurando la tutela della salute pubblica. La collaborazione con enti locali e regionali permette di ottenere risultati significativi migliorando la gestione del rischio radiologico, attraverso un coordinamento più efficace e una comunicazione semplificata e condivisa.

Un applicativo (App) di gestione delle attività di radioprotezione (246)

Salvatore Grasso¹, Antonio Varallo², Mauro Buono², Carolina Mainardi¹, Caterina Oliviero², Stefania Clemente²

¹*Scuola di Specializzazione di Fisica Medica, Univ. degli Studi di Napoli "Federico II", Napoli, Italia*

²*UOSD di Fisica Sanitaria e Radioprotezione, AOU "Federico II", Napoli, Italia*

salvatore73.grasso@gmail.com

Riassunto

Lo sviluppo di un innovativo strumento informatico basato su piattaforma web no code ha permesso di snellire le procedure gestionali del servizio di fisica medica e radioprotezione e di coordinare il lavoro di tutte le figure preposte alla sicurezza per la corretta e puntuale esecuzione degli adempimenti di legge. La gestione dinamica di documenti e dati migliora l'efficienza dei processi e supporta il lavoro dell'Esperto di Radioprotezione per la sorveglianza fisica e la valutazione delle esposizioni professionali.

INTRODUZIONE

L'attività di sorveglianza fisica della radioprotezione, regolamentata dal Titolo XI del Decreto Legislativo 101/2020 e s.m.i., comporta una notevole quantità di adempimenti da mettere in atto e la predisposizione di un considerevole numero di documenti e dati quali atti, registri di sorveglianza, comunicazioni al datore di lavoro, verifica dei dispositivi, calibrazione della strumentazione, etc.

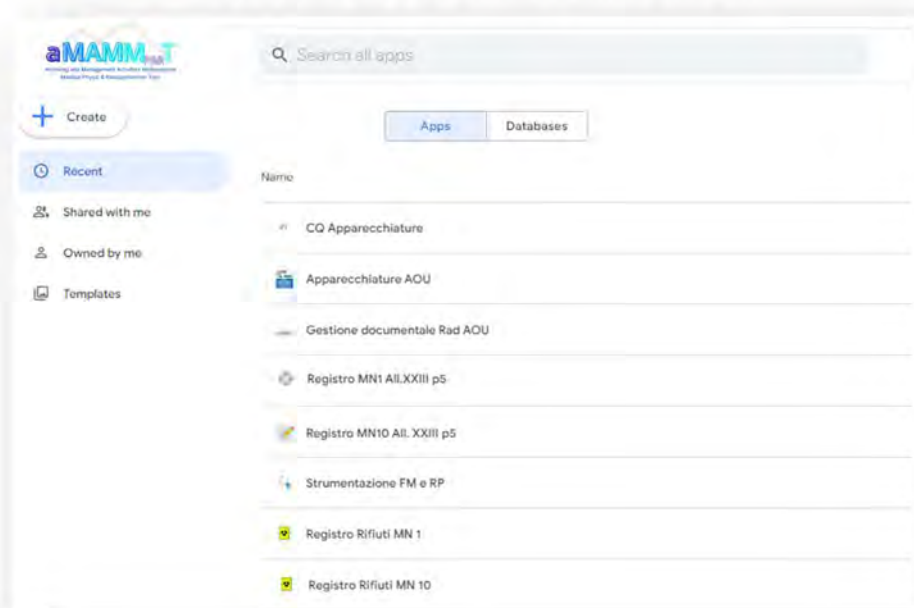
Al fine di supportare il team di professionisti delegati alla sicurezza ed alla radioprotezione dei lavoratori presso le strutture sanitarie ed industriali dove si fa utilizzo di radiazioni ionizzanti, il Gruppo di Lavoro della UOSD di Fisica Sanitaria e Radioprotezione dell'AOU Federico II di Napoli ha avviato il progetto di sviluppo di un innovativo strumento informatico. Il sistema, denominato *Archiving and Management Activity Multi-Purpose Medical Physics & Radioprotection Tool (AMAMM_{P&R}T)*, è stato ideato e costruito per la gestione di tutte le attività di competenza dell'Esperto di Radioprotezione, soddisfacendo i requisiti di tracciabilità dei dati e della documentazione archiviata richiesti in occasione degli audit esterni da parte degli Organi di Vigilanza.

MATERIALI E METODI

Il tool è basato su una piattaforma no-code che permette di creare una suite di applicazioni dinamiche utilizzabili sia su PC che su dispositivi mobili. Le versioni finali del software, testate ed approvate dai Responsabili del Progetto, sono state rilasciate a dirigenti, preposti e lavoratori dell'Azienda Ospedaliera Universitaria coinvolti a vario titolo nella gestione della protezione dalle radiazioni ionizzanti. Nel frattempo, nuove versioni di *testing* sono costantemente in fase di sviluppo per migliorare le funzionalità del sistema ed ampliarne il campo di applicazione.

AMAMM_{P&R}T consente l'accesso multiutente ed amministra attività sincronizzate in tempo reale. I vari moduli disponibili permettono di gestire gli inventari delle apparecchiature e della strumentazione con inclusi file di documenti, certificati di calibrazione e scadenziari. Inoltre, sono stati implementati moduli specifici per archiviare notifiche di pratica, DVR, prime verifiche, nulla osta (artt. 46, 51, 52), linee guida di riferimento (AIFM, AAPM, NCRP, ICRP), linee guida interne, ricevute e note al datore di lavoro (art. 131).

Figura 1 – Suite di applicazioni in AMAMM_{P&R}T



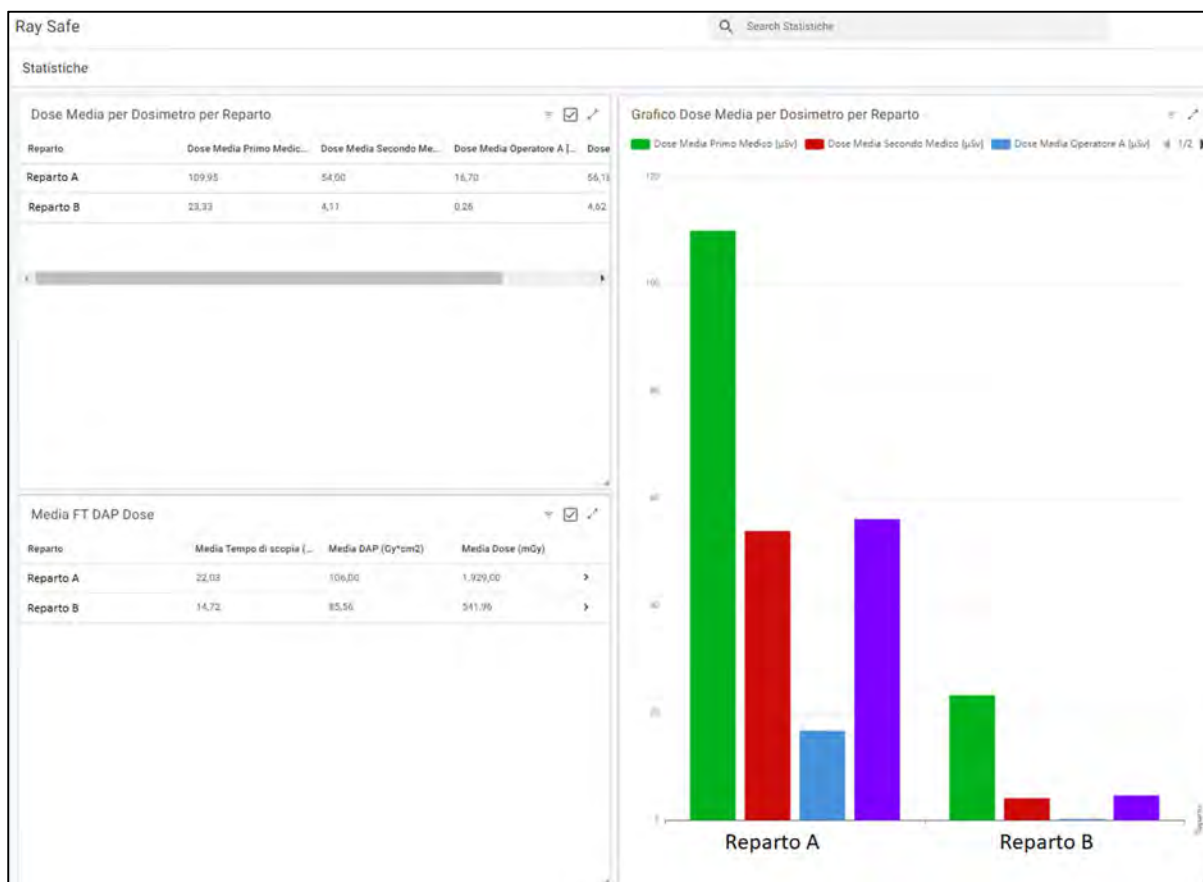
Schermata Home della piattaforma informatica con possibilità di accesso ai vari moduli di gestione delle attività di radioprotezione

La compilazione dei dati può essere effettuata dagli utenti abilitati durante le quotidiane attività operative e cliniche. Le informazioni inserite nell'App vengono rielaborate automaticamente dal sistema che produce i report ed aggiorna gli indicatori prestazionali necessari per ogni esigenza radioprotezionistica.

Il servizio di Ingegneria Clinica può condividere dati e documenti (contratti di manutenzione, scadenza delle tarature, stato di funzionamento dei macchinari, etc.) per operare efficacemente in sinergia con l'Esperto di Radioprotezione.

Al momento è in fase di sviluppo una nuova funzionalità di *dose management* che permette di acquisire e processare i dati dosimetrici degli operatori sanitari impegnati nelle sale dove si effettuano procedure di radiologia interventistica [2,3].

Figura 2 – Modulo di dose management in AMAMM_{P&R}T



Dosimetria delle sale angiografiche integrata nella piattaforma AMAMM_{P&R}T. Le informazioni rese disponibili ai professionisti della radioprotezione comprendono la registrazione della dose assorbita da ciascun operatore nel corso di ogni procedura interventistica ed i dati dosimetrici dell'angiografo utilizzato. I risultati acquisiti vengono processati sulla base di specifici algoritmi per restituire la stima della dose annua professionale.

Il sistema aggiorna in tempo reale la valutazione della dose efficace annua per la classificazione dei radioesposti (Titolo XI, art. 133).

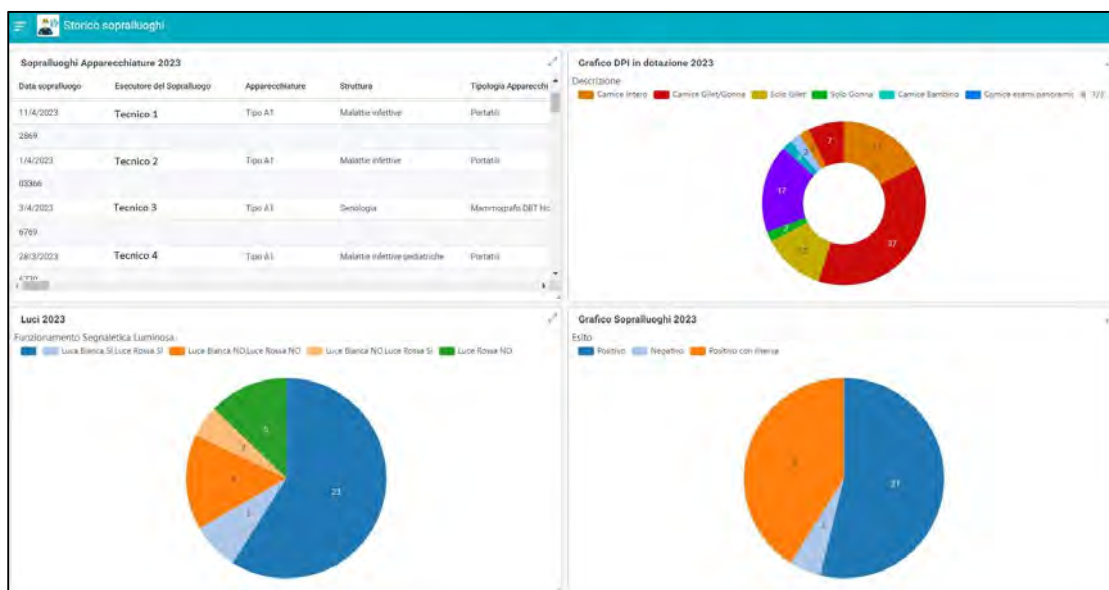
RISULTATI

L'utilizzo di AMAMM_{P&R}T consente di adempiere a tutte le disposizioni di legge in materia di radioprotezione e sicurezza degli ambienti di lavoro dove si fa uso di radiazioni ionizzanti. Esso permette di tenere sotto controllo e migliorare gli standard di qualità delle strutture sanitarie ed industriali grazie al monitoraggio di indicatori prestazionali che possono essere

confrontati con i valori di riferimento indicati dalla normativa vigente e con i risultati di altre aziende del territorio operanti nel medesimo settore.

I vari moduli gestionali disponibili nel pacchetto software permettono di effettuare la registrazione, il tracciamento e lo smaltimento dei rifiuti radioattivi (Titolo VII, artt. 46, 51, 52 e [4]), la gestione delle sorgenti radioattive e dei radiofarmaci (Titolo VIII, artt. 62, 67), la valutazione della dose professionale (Titolo XI, artt. 109, 130 e [5]), la registrazione dei sopralluoghi per la sorveglianza fisica (Titolo XI, art.125).

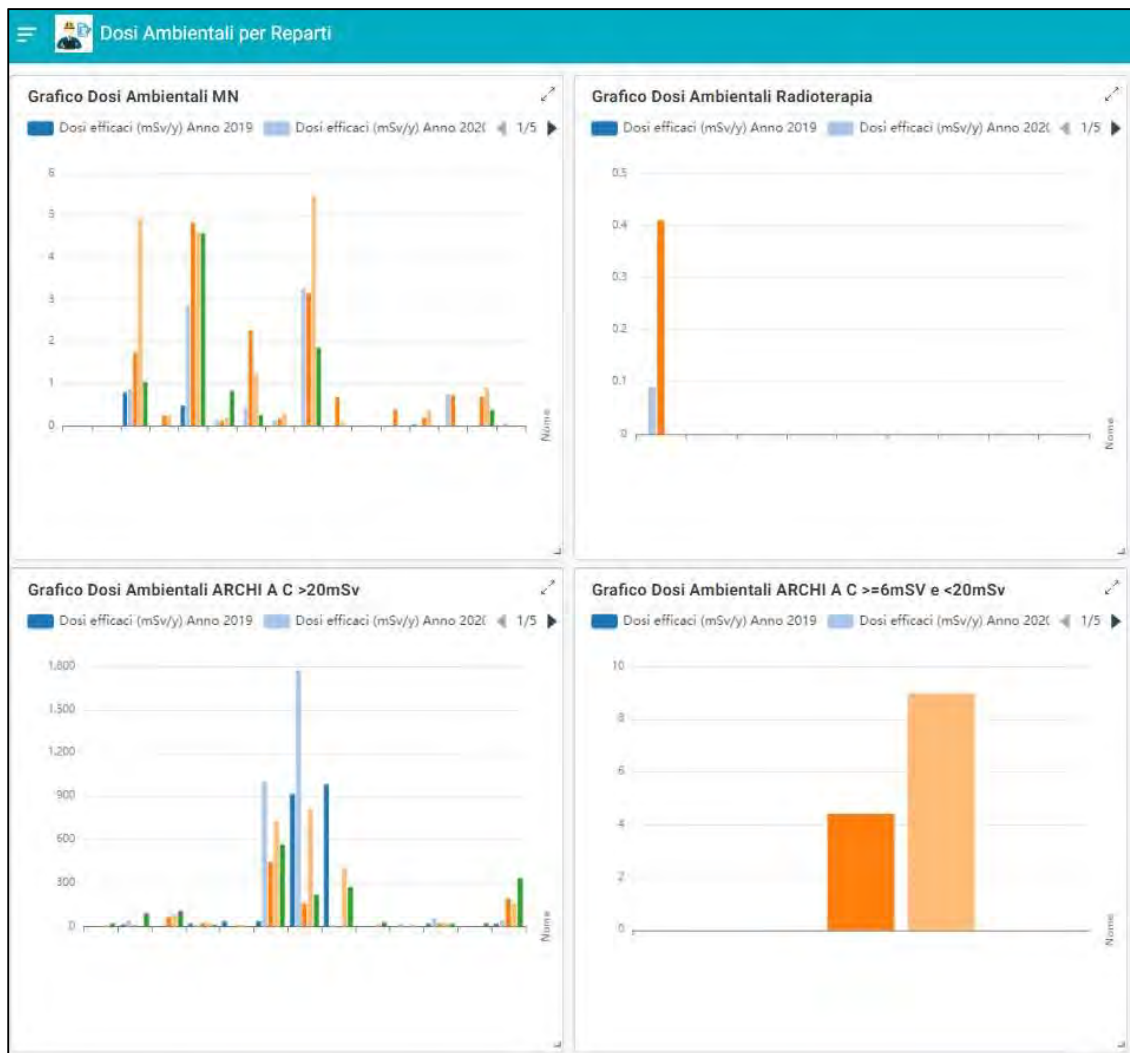
Figura 3 – Modulo di registrazione dei sopralluoghi per la sorveglianza fisica



Per ogni sopralluogo vengono registrati i principali dati inerenti allo stato d'uso e manutenzione delle apparecchiature, delle infrastrutture di sicurezza e dei DPI. I report contenenti i dati aggregati e rielaborati statisticamente permettono in ogni momento di avere una visione d'insieme del livello di sicurezza dei reparti monitorati.

In particolare, sono stati implementati moduli per la rendicontazione degli audit periodici, il controllo dei DPI (quantità e stato d'uso), il registro dei dosimetri ambientali, le misure di contaminazione radioattiva e la valutazione del rischio sorgenti laser in conformità ai requisiti dell'art. 216 [5] per le esposizioni a radiazioni ottiche artificiali.

Figura 4 – Modulo di monitoraggio delle dosi ambientali



Nel modulo di monitoraggio ambientale vengono registrate le letture di tutti i dosimetri ambientali posizionati sulle apparecchiature radiogene e presso i reparti di medicina nucleare. La reportistica rielaborata automaticamente nell'App permette di tenere sotto controllo i livelli dosimetrici annui per ciascun reparto e di aggiornare la classificazione delle Zone Controllate e delle Zone Sorvegliate ai sensi dell'art. 133.

CONCLUSIONI

AMAMM_{P&R}T ha migliorato la gestione delle attività di radioprotezione consentendo a più specialisti di lavorare contemporaneamente su un unico database condiviso per la valutazione e la riduzione del rischio professionale e della popolazione derivante dall'esposizione alle radiazioni ionizzanti.

Bibliografia

- [1] Decreto Legislativo 31 luglio 2020, n. 101 e s.m.i.
- [2] G. De Luca. *Sorveglianza medica dei lavoratori esposti. Criticità e casi di studio*. Workshop AIRP Siracusa 18-20 aprile 2018.
- [3] *Indicazioni operative per l'ottimizzazione della radioprotezione nelle procedure di radiologia interventistica*. Rapporti ISTISAN 21/1 (2021)
- [4] Decreto Legislativo 3 aprile 2006, n. 152 e s.m.i.
- [5] Decreto Legislativo 9 aprile 2008, n. 81 e s.m.i.

Atti del Convegno Nazionale AIRP di Radioprotezione
La radioprotezione della popolazione:
esposizioni pianificate ed esistenti in un'ottica di sostenibilità



Sessione 5

Impatto sulla popolazione e sostenibilità

Livelli di allontanamento generici e specifici: novità IAEA e possibili applicazioni

Francesco Mancini¹, Massimiliano Caldarella¹

¹Sogin Roma, Via Marsala 51C – 00185 Roma

fmancini@sogin.it

1 LIVELLI DI ALLONTANAMENTO E BSS IAEA

La IAEA definisce nei Basic Safety Standards (GSR Part. 3) [Rif. 1] i livelli di esenzione ed allontanamento dei materiali. I valori di esenzione ed allontanamento per grandi quantitativi di materiali sono riportati nella tabella I.2 ed i livelli di esenzione per modesti quantitativi di materiale nella tabella I.1. I livelli di allontanamento per i radionuclidi di origine naturale (K-40 e radionuclidi delle catene uranio e torio) sono definiti invece nella tabella I.3.

La metodologia ed i parametri che sono stati utilizzati per sviluppare i valori di concentrazione di attività (Bq/g) di esenzione ed allontanamento per grossi quantitativi di materiale e radionuclidi artificiali sono riportati nel Safety Report No. 44 [Rif. 3]. I valori di esenzione in termini di attività (Bq) e concentrazione di attività (Bq/g) per quantitativi modesti di materiale, dell'ordine di 1 tonnellata, prendendo a riferimento la Radiation Protection 65 [Rif. 2].

2 LIVELLI DI ALLONTANAMENTO GENERICI E SPECIFICI

La IAEA ha recentemente pubblicato il "*General Safety Guide No. GSG-18: Application of the Concept of Clearance*" [Rif. 4] il cui obiettivo è fornire raccomandazioni sull'applicazione del concetto di "*clearance*" per materiali, componenti e edifici, inclusi rifiuti radioattivi, associati ad attività pianificate, che devono essere rilasciati dal regime di controllo delle situazioni di esposizioni pianificate.

La guida chiarisce che, per definire i livelli di allontanamento "*generici*" della tabella I.2 della GSR Part. 3 [Rif. 1], sono state fatte una serie di assunzioni conservative in modo da non sottostimare le possibili esposizioni in tutte le circostanze più significative. Ci sono situazioni in cui l'approccio generico non è sostenibile, sia perché non sono considerati specifici scenari di esposizione, sia perché i parametri chiave che descrivono uno scenario specifico deviano significativamente dai valori utilizzati nel modello generico.

In questi casi, dovrebbero essere considerati i "**livelli di allontanamento specifici**", sviluppando un modello che tenga conto degli scenari di esposizione e dei parametri specifici. I livelli di allontanamento specifici si riferiscono a *situazioni, materiali e destinazioni particolari* del materiale rilasciato. Questi possono essere derivati in termini di concentrazione di attività (Bq/g) o di contaminazione superficiale (Bq/cm²).

3 LIVELLI DI ALLONTANAMENTO SPECIFICI

La IAEA prevede di pubblicare nei prossimi mesi il Safety Report "*Derivation of Specific Clearance Levels in Materials Being Suitable for Treatment, Recycling or Disposal in Landfills*". Il report descrive la metodologia per derivare i livelli di allontanamento specifici per il **riciclo, l'incenerimento e lo smaltimento dei materiali**.

Il rapporto si concentra sui radionuclidi rilevanti per la disattivazione delle strutture nucleari e sui materiali residui che possono essere generati durante le attività di decontaminazione e bonifica delle aree contaminate, o durante lo smantellamento delle strutture delle installazioni nucleari.

Come primo passo per i calcoli, sono stati identificati gli scenari di esposizione che includono tutte le attività e le situazioni di esposizione rilevanti legate al riciclo, all'incenerimento o allo

smaltimento del materiale con residui di radionuclidi che possono causare dosi ai lavoratori o al pubblico, sia a breve che a lungo termine. La selezione degli scenari di esposizione si basa sui calcoli eseguiti per i BSS dell'IAEA [Rif. 1] nella pubblicazione SRS-44 [Rif. 3]. Per quanto riguarda lo smaltimento in discariche, è stata presa in considerazione anche altra documentazione della IAEA sulla gestione dei rifiuti nelle discariche comunali e nelle strutture di smaltimento superficiale (TECDOC-1380 [Rif. 8]).

L'approccio utilizzato per derivare i livelli specifici di allontanamento tiene conto della probabilità che uno scenario si verifichi, nonché della probabilità dei parametri di input utilizzati. In conformità con la Parte 3 delle GSR [1], la base per il calcolo dei livelli specifici di allontanamento è che le dosi efficaci annuali per il pubblico derivanti dagli scenari probabili, e con l'utilizzo di valori realistici dei parametri, non dovrebbero superare i 10 $\mu\text{Sv}/\text{anno}$. Inoltre, è richiesto che le dosi ottenute per scenari improbabili, o per valori dei parametri poco probabili, non dovrebbero superare 1 mSv/anno . Un ulteriore requisito è il rispetto del limite di 50 mSv/anno per la dose equivalente alla pelle. Nella Tabella 1 viene fornito un riassunto dei criteri radiologici per derivare i livelli specifici di allontanamento.

Tabella 1 - Criteri radiologici per derivare i livelli specifici di allontanamento

Gruppo considerato	Scenario probabile	Scenario improbabile *
Pubblico	Dose efficace inferiore a 10 $\mu\text{Sv}/\text{a}$	Dose efficace inferiore a 1 mSv/a
Lavoratore	Dose efficace inferiore a 10 $\mu\text{Sv}/\text{a}$	Dose efficace inferiore a 1 mSv/a
Lavoratore	Dose equivalente alla pelle inferiore a 50 mSv/a	Dose equivalente alla pelle inferiore a 50 mSv/a

*Uno scenario improbabile è definito da due casi: 1) l'evento che causa l'esposizione ai lavoratori e/o alla popolazione si verifica con una bassa probabilità, 2) uno o più parametri applicati in uno scenario probabile sono impostati su valori molto improbabili.

4 TIPOLOGIA DI MATERIALE E OPZIONI DI GESTIONE

La valutazione delle conseguenze radiologiche derivanti dall'allontanamento dei materiali richiede l'identificazione della tipologia e proprietà dei materiali e delle possibilità di gestione per il loro trattamento, riciclo, incenerimento o smaltimento.

Per la definizione dei livelli specifici sono stati presi a riferimento la tipologia di materiali più significativi che generalmente devono essere gestiti a seguito di attività di bonifica o di smantellamento. La Tabella 2 presenta un elenco di categorie di materiali ed include anche materiali secondari che possono derivare da determinate opzioni di trattamento e riciclo.

A seconda del tipo di materiale, sono disponibili diverse opzioni per il trattamento e il riciclo, nella

Tabella 3 sono presentate le opzioni di gestione più rilevanti per i tipi di materiali identificati. Alcune delle opzioni di gestione genereranno materiali secondari che devono essere gestiti. L'incenerimento dei rifiuti contaminati produrrà ceneri volatili, residui del trattamento dei gas, scorie e ceneri pesanti. La fusione dei metalli contaminati porterà alla formazione di scorie, materiali refrattari del forno e polveri dai processi di fusione. Pertanto, anche questi materiali devono essere inclusi nella derivazione dei livelli specifici di allontanamento per il trattamento o il riciclo.

Tabella 2 - Definizione tipologia di materiale

Tipo Materiale	Descrizione
Cementizio e altro materiale edilizio	<ul style="list-style-type: none"> Lo smantellamento di edifici contaminati genera un miscuglio di materiali come cemento, mattoni e pietre. Il cemento è tipicamente significativamente più voluminoso rispetto alle altre frazioni. Altri tipi di materiali, come ad esempio metallo e legno, possono essere integrati nelle costruzioni e mescolati con il cemento nelle macerie edilizie. Si presume che tali materiali vengano separati prima o come parte del processo di riciclo.
Metalli	<ul style="list-style-type: none"> Lo smantellamento genera diversi tipi di rottami metallici ferrosi e non ferrosi. La percentuale di metalli non ferrosi è tipicamente inferiore al 5% del tonnellaggio totale dei metalli. I materiali non ferrosi vengono separati da quelli ferrosi prima della fusione.
Materiale combustibile	Materiali combustibili generati durante la bonifica (ad esempio, legno, altri materiali organici) di terreni contaminati. Rifiuti combustibili da materiali da costruzione e liquidi combustibili generati durante lo smantellamento.
Terreno	<ul style="list-style-type: none"> Terreno contaminato prodotto durante attività di bonifica dopo un incidente nucleare o decommissioning
Materiale secondario da inceneritori o fornaci per fusione	<ul style="list-style-type: none"> Genere volatile e ceneri pesanti derivanti dal riciclo o dall'incenerimento del materiale rimosso. Scorie e polveri provenienti da un inceneritore autorizzato o da un impianto di riciclo autorizzato. Scorie e polveri derivanti da un impianto di fusione e incenerimento a seguito della fusione accidentale di fonti sigillate o materiale contaminato.

Tabella 3 - Opzioni di gestione materiale

Tipo Materiale	Opzioni di gestione
Cementizio e altro materiale edilizio	<ul style="list-style-type: none"> Utilizzo nella costruzione edilizia dopo il riciclo per nuovo calcestruzzo. Utilizzo in strutture di ingegneria civile con possibile rischio di perdite in water pathway (ad esempio, come materiale di riempimento per muri di protezione acustica lungo le strade o per la paesaggistica). Utilizzo per il riempimento di parti sotterranee degli edifici.
Metalli (acciaio e altri tipi di metalli)	<ul style="list-style-type: none"> Fusione in una fonderia per la colata di nuovi prodotti. Fusione in un grande impianto siderurgico per il successivo utilizzo dell'acciaio nell'industria convenzionale per diversi scopi.
Rifiuto combustibile e liquidi	Lo smaltimento in discarica non è un'opzione praticabile per questi materiali prima del trattamento. <ul style="list-style-type: none"> Incenerimento presso un impianto per rifiuti municipali. Incenerimento presso un impianto per rifiuti pericolosi.
Terreno	<ul style="list-style-type: none"> Utilizzo in strutture di ingegneria civile con possibile rischio di perdite in water pathway (ad esempio, come materiale di riempimento per muri di protezione acustica lungo le strade o per la paesaggistica). Utilizzo come materiale di riempimento nelle vicinanze degli edifici.

5 DESCRIZIONE SCENARI PER TRATTAMENTO E RICICLO

Per le diverse opzioni di gestione dei materiali, sono identificati gli scenari di esposizione più importanti che possono verificarsi durante il trasporto, la manipolazione, l'elaborazione e l'uso finale dei materiali riciclati. Un elenco delle situazioni di esposizione per i diversi tipi di materiali e le opzioni di gestione è riportata nella Tabella 4.

Nella maggior parte dei casi, sono definiti scenari specifici per i lavoratori e per il pubblico. I parametri più significativi, a causa delle fasi specifiche dei diversi processi, possono differire da scenario a scenario anche se le vie di esposizione sono le stesse. Ci possono essere differenze, ad esempio: nei tempi di esposizione, nelle geometrie di esposizione esterna e nelle concentrazioni di polveri.

Tabella 4 - Situazioni di esposizione considerate nella definizione dei livelli di allontanamento specifici per trattamento e riciclo

Processo	Materiale cementizio	Acciaio	Altri metalli	Terreno	Materiale combustibile	Scorie e cenere
Trasporto	Trasporto	Trasporto	Trasporto	Trasporto	Trasporto	Trasporto
Lavorazione incluso stoccaggio	Frantumazione	Fusione	Fusione	-	Incenerimento	
Costruzione e seguente smantellamento edifici	Edificio	Edificio	Edificio	Edificio	-	Edificio
Costruzione ingegneristica civile	Altra costruzione con water pathway*	-	-	Altra costruzione con water pathway	-	Altra costruzione con water pathway
Prodotti di consumo	-	Prodotti	Prodotti	-	-	-

6 TIPOLOGIA E CICLO VITA DISCARICHE

Se il riciclo di un materiale da allontanare non è tecnicamente fattibile o economicamente ragionevole, l'unica opzione di gestione che rimane è quella dello smaltimento in discarica. Per il calcolo dei livelli di allontanamento sono state prese a riferimento tre tipologie base di discariche:

- Discarica per rifiuti inerti (IWL);
- Discarica per rifiuti municipali non pericolosi (ad esempio, rifiuti domestici) (MWL);
- Discarica per rifiuti pericolosi (HWL).

La durata di vita una discarica può essere suddivisa in diverse fasi, nel modello utilizzato sono state definite le seguenti fasi:

- **Fase operativa:** durante questa fase i rifiuti vengono ricevuti e smaltiti nella discarica. Si presume che durante questo periodo i rifiuti possano essere temporaneamente coperti, ma che la copertura non abbia alcun effetto significativo nel ridurre l'infiltrazione di acqua piovana nei rifiuti. Il percolato prodotto potrebbe essere raccolto e trattato prima dello scarico in un fiume, a seconda del tipo di discarica.
- **Fase post-operativa (chiusura iniziale):** in questa fase la discarica sarà dotata di una copertura superiore. La raccolta e il trattamento del percolato dalla discarica possono continuare per un certo periodo. Dopo che è terminata la raccolta del percolato, si presume che inizi una perdita attraverso lo strato di fondo. Il controllo istituzionale durante questo periodo garantisce che le barriere funzionino correttamente, che la copertura superiore non sia danneggiata e che sia prevenuto l'uso del terreno che potrebbe portare a un aumento dell'esposizione.
- **Fase post-operativa (chiusura lungo termine):** nel lungo termine, non è certo che il controllo istituzionale della discarica continuerà. Dopo questo punto, si presume che non vengano intraprese azioni per riparare le barriere o controllare l'uso del terreno sulla discarica. Alla fine, si presume che le barriere falliscano, causando un aumento dell'infiltrazione delle precipitazioni.

La durata del controllo istituzionale e l'inizio del fallimento delle barriere dipenderanno dal tipo di discarica. Per essere sufficientemente conservativi, qui si considera un periodo minimo durante il quale si presume venga mantenuto il controllo istituzionale di 30 anni per discariche IWL ed MWL. Per le discariche di rifiuti pericolosi, HWL, ci si aspetta un livello di attenzione più elevato, per cui per questo tipo di discarica si assume un periodo di controllo istituzionale di 100 anni.

7 DEFINIZIONE DEGLI SCENARI SMALTIMENTO DISCARICA

Le esposizioni possono verificarsi in tutte le fasi di vita una discarica e queste fasi devono essere considerate separatamente nella definizione degli scenari.

Scenari durante la fase operativa

In questa fase sono stati presi in considerazione anche alcuni scenari non analizzati in SRS-44 [Rif. 3], come l'incendio in discarica e il rilascio in acque superficiali del percolato.

Gli scenari considerati durante la fase operativa sono:

- *Trasporto* – **Scenario WO**
- *Gestione rifiuto in discarica* – **Scenario WL**
- *Esposizione dei residenti nelle vicinanze* – **Scenario RL**
- *Esposizione dei lavoratori a causa di incendi nella discarica* – **Scenario WLF**
- *Esposizione pubblico a causa di incendi nella discarica* – **Scenario RLF**
- *Lisciviazione verso le acque superficiali durante la fase operativa* – **Scenario SW-OP**
- *Percolamento verso le acque sotterranee durante la fase operativa* – **Scenario GW-OP**

Scenari durante la fase di post-chiusura

Per tener conto delle possibili esposizioni dopo la chiusura della discarica, sono considerati i seguenti tre scenari aggiuntivi rispetto alla SRS-44 [2]:

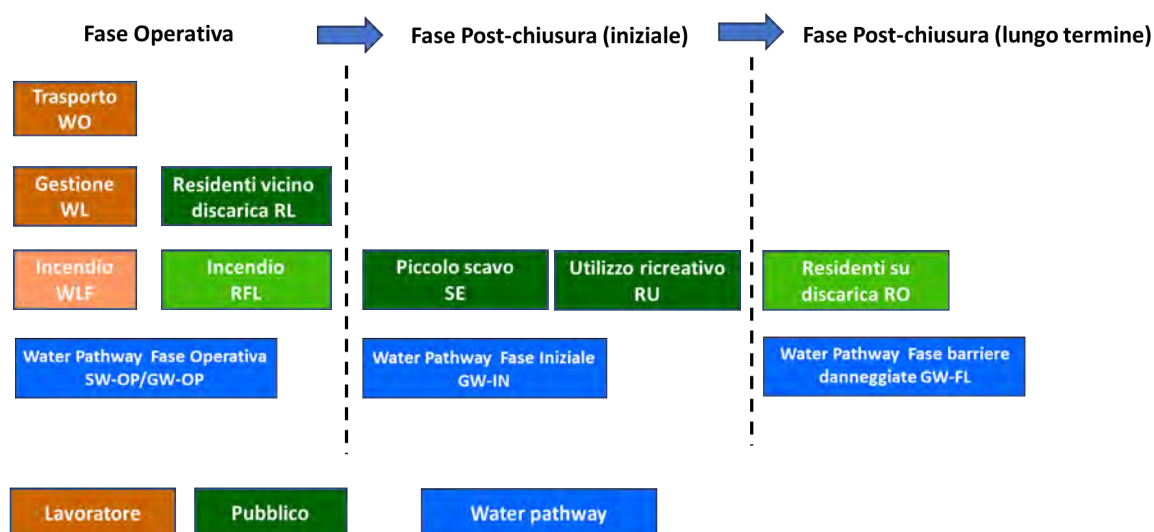
- *Uso ricreativo del terreno* - **Scenario RU**
- *Piccolo scavo* - **Scenario SE**
- *Residenti sul sito* - **Scenario RO**

Il modello water-pathway per la fase post-operativa include i seguenti scenari:

- *Infiltrazione acque sotterranee con barriere integre* - **Scenario GW-IN**
- *Infiltrazione acque sotterranee con barriere danneggiate* - **Scenario GW-FL**

Una panoramica degli scenari considerati nella derivazione dei livelli specifici di autorizzazione per lo smaltimento in discarica e dei percorsi rilevanti è fornita nella Tabella 5 e nella Figura 1¹.

Figura 1- Scenari esposizione smaltimento in discarica



¹ Gli scenari per i lavoratori sono in arancione, per il pubblico in verde scuro e gli scenari per il water-pathway in blu. Gli scenari poco probabili sono mostrati in un colore più chiaro.

Tabella 5 – Scenari di esposizione e vie di esposizioni principali per lo smaltimento in discarica

Scenario	Descrizione	Individuo esposto	Vie di esposizioni rilevanti
WL	Lavoratore in discarica o altro impianto	Lavoratore	Esposizione esterna discarica Inalazione su discarica Ingestione diretta materiale contaminato
WO	Altro lavoratore (e.s., camionista)	Lavoratore	Esposizione esterna carico camion durante trasporto
RL	Residenti vicino discarica o altro impianto	Bambino Adulto	Inalazione vicino discarica Ingestione alimenti cresciuti su suolo contaminato Ingestione diretta terreno
WLF	Lavoratore esposto per incendio discarica	Lavoratore	Esposizione esterna nube Inalazione particolato contaminato Esposizione esterna suolo contaminato Ingestione diretta terreno
RLF	Residenti vicino discarica per incendio discarica	Bambino Adulto	Esposizione esterna nube Inalazione particolato contaminato Esposizione esterna suolo contaminato Ingestione alimenti cresciuti su suolo contaminato Ingestione diretta terreno
RU	Uso ricreativo discarica chiusa	Bambino Adulto	Esposizione esterna su copertura discarica
SE	Piccolo scavo su discarica	Adulto	Esposizione esterna discarica Inalazione su discarica
RO	Residenti su discarica	Bambino Adulto	Esposizione esterna su discarica con copertura dopo attività di costruzione con danneggiamento copertura Inalazione su discarica Ingestione alimenti cresciuti su suolo contaminato Ingestione diretta materiale contaminato (solo bambini)
GW-OP	Via acque falda durante fase operative discarica	Bambino Adulto	Ingestione acqua contaminata, alimenti cresciuti su suolo contaminato, e pesce (da rilascio in falda)
GW-IN	Via acqua falda durante la fase iniziale dopo chiusura discarica (conoscenza sull'esistenza del sito; vengono effettuate le riparazioni necessarie della copertura)	Bambino Adulto	Ingestione acqua contaminata, alimenti cresciuti su suolo contaminato, e pesce dopo rilascio in falda
GW-FL	Via acqua falda durante danneggiamento barriere discarica dopo chiusura (perdita conoscenza sul sito, nessuna riparazione copertura)	Bambino Adulto	Ingestione acqua contaminata, Ingestione alimenti cresciuti su suolo contaminato Ingestione pesce dopo rilascio in falda

8 CALCOLO LIVELLI SPECIFICI

Parametri iniziali

I calcoli dei livelli di allontanamento specifici della pubblicazione sono stati eseguiti assumendo una serie di parametri che possono essere rappresentativi di diversi paesi. In particolare, risultano di grande importanza le quantità di materiale annuale che vengono allontanate, la capacità annuale di trattamento e di riciclo degli impianti e la capacità annuale di ricezione delle discariche. Le quantità assunte per i calcoli di esempio sono presentate nella Tabella 6.

Tabella 6 – Esempio delle quantità considerate nel processo di trattamento e riciclo

Materiale	Quantità allontanata (t/a)	Quantità totale trattata o riciclata (t/a)	Materiale trattato o riciclato prodotto (t/a)	Scorie e cenere prodotte (t/a)	Polvere/ceneri volatili (t/a)
Acciaio- Grandi acciaierie	2000	200.000	200.000	30.000	3000
Acciaio - fonderie	2000	20.000	20.000	600	60
Combustibile	2000	20.000	n.a.	3600	400
Cementizio	2000	20.000	20.000	n.a.	n.a.
Terreno	100	n.a.	n.a.	n.a.	n.a.
Rifiuto generico in discarica	2000	20.000	n.a.	n.a.	n.a.

Fattore di eterogeneità

Il grado di miscelazione del materiale allontanato con materiale di provenienza diversa ha una forte influenza sulle esposizioni derivanti da un definito scenario e, quindi, sui livelli di allontanamento specifici. Tuttavia, il rapporto di diluizione non può essere semplicemente calcolato come il rapporto tra la massa del materiale allontanato e la massa di materiale di altra provenienza, poiché i seguenti fattori possono essere causa di eterogeneità:

- Negli impianti di trattamento, riciclo e smaltimento vengono gestiti materiali provenienti da fonti diverse. Poiché il materiale allontanato e il materiale proveniente da altre fonti possono essere consegnati in tempi diversi, non avverrà una miscelazione perfetta di questi due tipi di materiali.
- In particolare, se la quantità annuale di materiale allontanato è piccola rispetto alla capacità dell'impianto, ci si possono aspettare sostanziali eterogeneità nella distribuzione del materiale allontanato e di altri materiali.
- In generale, non sono previsti accorgimenti per garantire una miscelazione ideale del materiale allontanato e del materiale proveniente da altre fonti, in modo che le eterogeneità risultanti dagli aspetti sopra menzionati persisteranno nella configurazione del materiale dopo il trattamento, il riciclo o lo smaltimento.

Gli aspetti descritti sopra sono processi casuali che non sono soggetti a nessun controllo normativo, quindi non si possono escludere eterogeneità. Pertanto, è stato applicato un approccio di tipo statistico per tenere conto dell'effetto della eterogeneità di miscelazione. L'approccio statistico comporta l'utilizzo di un fattore di correzione, fattore di eterogeneità (HTF), da applicare al fattore di diluizione medio (basato sulla miscelazione complessiva) che riflette il possibile impatto delle eterogeneità. Si definisce pertanto, per un processo specifico, un **fattore di miscelazione efficace** d_{eff} , basato sul fattore di miscelazione complessivo (ad esempio, annuale) "d" e il fattore di eterogeneità "HTF", pari a $d_{eff} = HTF * d$.

I valori di HTF sono maggiori o uguali a uno². Il fattore di eterogeneità non è utilizzato per il camionista - il cui tempo di esposizione è assegnato in base al tempo di trasporto stimato per i rifiuti allontanati - e il lavoratore della discarica che si presume sia esposto a tutti i tipi di rifiuti che entrano in discarica. Inoltre, esso non è utilizzato per gli scenari relativi al water-pathway, in cui si ritiene che il rapporto complessivo dei rifiuti allontanati e dei rifiuti provenienti da altre fonti sia importante per la lisciviazione. I fattori di eterogeneità calcolati, relativi ai quantitativi di materiali allontanati di tabella 6, sono presentati nella Tabella 7.

Tabella 7 – Fattore di eterogeneità per le opzioni di smaltimento

Materiali secondari	Tpo discarica	d (fattore diluizione)	Fattore eterogeneità HTF per le opzioni di smaltimento							
			RL	WF	RF	RU	SE	RO	WL	WO
Scorie acciaio	MWL	0.1	1.16	1.5	1.5	1.16	1.5	1.16	n.a.	n.a.
Cenere acciaio	HWL	0.1	1.27	1.67	1.67	1.27	1.67	1.27	n.a.	n.a.
Scorie altri metalli	MWL	0.1	1.5	3	3	1.5	3	1.5	n.a.	n.a.
Ceneri altri metalli	HWL	0.01	3	4	4	3	4	3	n.a.	n.a.
Ceneri da incenerimento	MWL	0.1	1.5	3	3	1.5	3	1.5	n.a.	n.a.
Ceneri volatili da incenerimento	HWL	0.05	1.8	4	4	1.8	4	1.8	n.a.	n.a.
Terreno		0.1	1.5	3	3	1.5	3	1.5	n.a.	n.a.
Rifiuto generico		0.1	1.5	3	3	1.5	3	1.5	n.a.	n.a.

² L'entità delle possibili eterogeneità dipenderà dai dettagli dell'operazione. Il modello matematico utilizza come base il numero di unità di rifiuto/materiale portate all'impianto. Se il numero di unità "allontanate" è molto più piccolo rispetto al numero di "altre" unità (cioè, il valore del fattore di diluizione d è piccolo), l'entità delle possibili eterogeneità sarà proporzionalmente maggiore rispetto ai casi con più unità allontanate (cioè, un valore più alto per il fattore di diluizione d).

Esempio livelli di allontanamento specifici

Nelle due tabelle seguenti si riportano per alcuni radionuclidi i livelli di allontanamento specifici calcolati con i parametri di default assunti dalla pubblicazione. I valori sono confrontati con i livelli di allontanamento generici delle BSS IAEA [Rif. 1].

Tabella 8 – Esempio di livelli di allontanamento specifici per tipologia di materiale e situazioni specifiche

Radionuclide	GSR Part 3 [Rif. 1] (Bq/g)	Livelli di allontanamento specifici (Bq/g)			
		Cementizi	Acciaio	Combustibile	Scorie, cenere, terreno
Am-241	0.1	3	6	2	60
C-14	1	10	3E+04	200	60
Co-60	0.1	0.1	0.8	0.03	0.2
Cs-137	0.1	0.3	0.9	0.2	0.8
H-3	100	200	2E+07	2E+06	1000
Pu-239	0.1	2	5	1	60

Tabella 9 – Livelli allontanamento per smaltimento in discarica

Radionuclide	GSR Part 3 [Rif. 1] (Bq/g)	Livelli di allontanamento specifici (Bq/g)		
		Inert waste landfill (IWL)	Municipal waste landfill (MWL)	Hazardous waste landfill (HWL)
Am-241	0.1	3	3	3
C-14	1	5	10	10
Co-60	0.1	1	1	1
Cs-137	0.1	2	2	2
H-3	100	100	3000	4000
Pu-239	0.1	2	2	2

9 CONCLUSIONI

I livelli di allontanamento generici indicati nella tabella I-1B del Decreto Legislativo 101/2020, sebbene adottati in termini più conservativi, derivano dalla direttiva 2013/59/EURATOM, che a sua volta recepisce i livelli di allontanamento generici dei BSS IAEA [Rif. 1]. La metodologia della IAEA, illustrata nel presente lavoro, potrà essere uno strumento fondamentale per calcolare i livelli di allontanamento per materiali specifici o per destinazioni specifiche, in accordo con il paragrafo 8.4 dell'Allegato I del Decreto Legislativo 101/2020. Questo vale in particolare per lo smaltimento in discarica, poiché per il riciclo e riutilizzo di materiali metallici e materiali cementizi continuano a restare riferimenti validi le pubblicazioni della Commissione Europea: Radiation Protection 89 [Rif. 6] e Radiation Protection 113 [Rif. 7].

Bibliografia

- [Rif. 1] EUROPEAN COMMISSION, FOOD AND AGRICULTURE ORGANIZATION OF THE UNITED NATIONS, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, INTERNATIONAL LABOUR ORGANIZATION, OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY, PAN AMERICAN HEALTH ORGANIZATION, UNITED NATIONS ENVIRONMENT PROGRAMME, WORLD HEALTH ORGANIZATION, Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards, IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 3, IAEA, Vienna (2014).
- [Rif. 2] Principles and Methods for Establishing Concentrations and Quantities (Exemption values) Below which Reporting is not Required in the European Directive - Radiation Protection No. 65.
- [Rif. 3] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Derivation of Activity Concentration Values for Exclusion, Exemption and Clearance, Safety Reports Series No. 44, IAEA, Vienna (2005).
- [Rif. 4] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Application of the Concept of Clearance, IAEA Safety Standards Series No. GSG-18, IAEA, Vienna (2023).
- [Rif. 5] European Commission. Basis for the definition of surface contamination clearance levels for the recycling or reuse of metals arising from the dismantling of nuclear installations, RP 101, Luxembourg 1999.
- [Rif. 6] Recommended radiological protection criteria for the recycling of metals from the dismantling of nuclear installations, Radiation Protection No. 89, Luxembourg, 1998.
- [Rif. 7] Recommended radiological protection criteria for the clearance of buildings and building rubble from the dismantling of nuclear installations, Radiation Protection No. 113, Luxembourg, 2000.
- [Rif. 8] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Derivation of Activity Limits for the Disposal of Radioactive Waste in Near Surface Disposal Facilities, IAEA-TECDOC-1380, IAEA, Vienna (2003).

Livelli di allontanamento e rifiuti radioattivi tra sostenibilità e radioprotezione

Alfonso Maria Esposito¹, Francesco Mancini¹, Umberto Doti²

¹Sogin S.p.A. Via Marsala 54, Roma

²Sogin S.p.A. Centrale Garigliano Via SS. Appia km 160,400 Sessa Aurunca, Caserta

aesposito@sogin.it

Riassunto

Lo smantellamento di un impianto nucleare produce grandi quantitativi di materiali potenzialmente contaminati ed attivati. Un approccio in grado di coadiuvare sostenibilità e radioprotezione consente di abbattere la quantità di rifiuti radioattivi separando quello che può diventare un materiale da avviare a riciclo e recupero da quello che diventerà il vero e proprio rifiuto radioattivo.

L'attuale legislazione italiana recepisce in modo più stringente i livelli di allontanamento della Direttiva 2013/59/EURATOM. In particolare, i valori per alcuni radionuclidi a bassa radiotossicità come il ⁶³Ni, il ⁵⁹Ni, il ³H, il ¹⁴C o il ⁵⁵Fe risultano notevolmente più bassi ma lo sono anche quelli di altri radionuclidi più pericolosi come ad esempio il ²⁴¹Pu.

Il presente lavoro parte dai radionuclidi tipici di una formula di allontanamento e dai relativi livelli di allontanamento. Presi in considerazione i radionuclidi a bassa radiotossicità ⁶³Ni, ⁵⁹Ni, ³H, ¹⁴C e ⁵⁵Fe si valuta l'impatto in termini di dose impegnata agli individui rappresentativi della popolazione in caso di avvicinamento dei livelli della normativa italiana a quelli della Direttiva europea.

La metodologia di calcolo utilizzata è derivata dal Safety Reports Series n° 44 della IAEA e nel lavoro si dimostra come una variazione significativa dei livelli di allontanamento per questi radionuclidi produca un impatto privo di rilevanza radioprotezionistica (< 10 µSv/a di dose impegnata).

Il lavoro prosegue prendendo a riferimento la distribuzione statistica del contenuto di radioattività (Bq/g) del ⁶³Ni in un inventario di materiali prodotti dallo smantellamento di un impianto nucleare. Sulla base della distribuzione della densità di probabilità di valori attesi viene stimata la variazione della percentuale di materiali che potenzialmente sono privi di radioattività in funzione del valore del limite di allontanamento. Nell'ottica di un approccio sostenibile si dimostra che un aumento del livello di allontanamento può produrre una significativa diminuzione del quantitativo di rifiuti (superiore al 20%) a fronte di un impatto radiologico irrilevante (< 0,02 µSv/a di dose impegnata).

INTRODUZIONE

Nella normativa italiana l'allontanamento dei materiali è disciplinato dall'art. 54 del Dlgs 101/20 che al comma 1 stabilisce: "I materiali solidi, liquidi o aeriformi contenenti sostanze radioattive che provengono da pratiche soggette a notifica o autorizzazione, escono dal campo di applicazione del presente decreto se rispettano i criteri, le modalità e i livelli di non rilevanza radiologica stabiliti per l'allontanamento nell'allegato I".

I criteri di non rilevanza radiologica stabiliti nell'allegato I per l'allontanamento coincidono con quelli di non rilevanza radiologica di una pratica (10 µSv/anno).

In base al paragrafo 8.2. dell'allegato del Dlgs 101/20 i livelli di allontanamento per materiali solidi espressi in termini di concentrazione di massa non devono superare i valori riportati nella Tabella I-1B. Tali livelli possono essere superati se si dimostra alle autorità competenti che in tutte le possibili situazioni prevedibili, l'allontanamento avvenga nel rispetto dei criteri di non rilevanza radiologica (allegato I paragrafo 8.4 Dlgs 101/20).

Si evidenzia che il Dlgs 101/20 non ha recepito completamente le indicazioni della Direttiva 2013/59/EURATOM su tale argomento; in particolare, viene a mancare l'allineamento delle soglie per l'ingresso e per l'allontanamento dal sistema regolatorio come previsto dalla Direttiva. Nel dettaglio:

- I livelli di esenzione sono riportati nella Tabella I-1A dell'Allegato I in termini di concentrazione di massa e attività totale in linea con l'Allegato VII della Direttiva

2013/59/EURATOM. I valori sono differenti per ciascun radionuclide in funzione del relativo rischio radiologico.

- I livelli di allontanamento sono riportati nella Tabella I-1B dell'Allegato I con valori più restrittivi rispetto a quelli di esenzione e sono espressi in termini di concentrazione.
- I valori di concentrazione, per ciascun radionuclide, sono stati definiti prendendo i valori più bassi tra quelli indicati dalla Direttiva 2013/59/EURATOM ed il valore di 1 Bq/g (valore di esenzione dell'abrogato Dlgs 230/95 per tutti i radionuclidi). Questo significa che nessun valore di concentrazione della Tabella I-1B è superiore al valore di 1 Bq/g.

MATERIALI E METODI

Il destino finale dei materiali allontanati da un impianto nucleare può seguire diverse vie: lo smaltimento in discarica, il riciclo o il riutilizzo.

Gli scenari di esposizione utilizzati per la valutazione di dose agli individui rappresentativi sono basati sui modelli del Safety Reports Series (SRS) n°44 della IAEA.

Le valutazioni vengono eseguite con lo scopo di verificare l'ipotesi di non rilevanza radiologica (10µSv/anno).

Ai fini della dimostrazione verranno valutati tutti i radioisotopi tipicamente presenti in un impianto di tipo BWR-PWR in smantellamento: Co-60; Cs-137; Mn-54; Sb-125; Cs-134; Eu-152; Eu-154; Ni-59; Ni-63; Sr-90; Fe-55; Pu-238; Pu-239; Pu-240; Pu-241; Am-241; Cm-244; H-3; C-14. In prima istanza rispetto ai livelli di allontanamento adottati per le valutazioni riportati in tab. 1 e successivamente rispetto all'aumento di alcuni di essi.

Livelli di allontanamento

Radionuclide	Livello allontanamento	Radionuclide	Livello allontanamento
Co-60	1	Sb-125	1
Cs-137	1	Pu-238	0,1
Cs-134	0,1	Pu-239	0,1
Eu-152	0,1	Pu-240	0,1
Eu-154	0,1	Pu-241	1
Ni-59	1	Am-241	0,1
Ni-63	1	Cm-244	0,1
Sr-90	1	H-3	1
Fe-55	1	C-14	1
Mn-54	1		

Tabella 1 - Livelli di allontanamento (Bq/g) attualmente in vigore per materiali metallici.

SCENARI E VIE DI ESPOSIZIONE

I modelli matematici utilizzati per il calcolo delle dosi a lavoratori ed individui rappresentativi della popolazione, come detto precedentemente, sono quelli del IAEA SRS n°44. Le vie di esposizione valutate sono l'irraggiamento esterno, l'inalazione e l'ingestione. Nella Tabella 2 sono riportati gli scenari della SRS n.44 e le vie relative di esposizione. Per il dettaglio delle equazioni di calcolo e dei singoli parametri si rimanda direttamente al SRS n. 44.

Scenari e vie di esposizione

Scenario	Descrizione	Individuo esposto	Via di esposizione prevalente
WL	Lavoratore in discarica o in altri impianti (diversi dalla fonderia)	lavoratore	Esposizione esterna su discarica
			Inalazione su discarica
			Ingestione diretta di materiale contaminato
WF	Lavoratore in fonderia	lavoratore	Esposizione esterna in fonderia da attrezzi o cumulo di rottami
			Inalazione in fonderia
			Ingestione diretta di materiale contaminato
WO	Altri lavoratori (es. autista camion)	lavoratore	Esposizione esterna in fonderia o dal carico del camion
RL-C	Residenti vicino discarica o altri impianti	bambini (1-2 anni)	Inalazione vicino discarica o altri impianti
RL-A		Adulti (> 17 anni)	Ingestione di alimenti contaminati cresciuti su suolo contaminato
RF	Residenti vicino fonderia	bambini (1-2 anni)	Inalazione vicino fonderia
RH	Residenti in casa costruita con materiale contaminato	Adulti (> 17 anni)	Esposizione esterna in casa
RP	Residenti vicino piazze pubbliche costruite con materiale contaminato	bambini (1-2 anni)	Esposizione esterna
			Inalazione di polvere contaminata
			Ingestione diretta di materiale contaminato
RW-C	Residenti che utilizzano acqua di pozzo privato o consumano pesce da fiume contaminato	bambini (1-2 anni)	Ingestione di acqua potabile contaminata, pesce e altri alimenti
RW-A		Adulti (> 17 anni)	

Tabella 2 - Scenari e vie di esposizione per individui di riferimento della popolazione (Tabella 2 – Safety Reports Series n. 44 - IAEA).

RADIONUCLIDI BETA EMETTITORI E DISTRIBUZIONE DEL Ni-63 NEI MATERIALI

Durante la dismissione di un impianto nucleare i materiali che vengono smantellati subiscono un processo di caratterizzazione che consente di definire il loro destino. Questo processo comporta che vengano effettuate analisi radiochimiche per la determinazione anche dei radionuclidi beta emettitori a bassa energia come Fe-55, Ni-59, Ni-63, H-3 e C-14.

Questo lavoro è puramente dimostrativo dell'approccio metodologico generale che potrebbe essere attuato per la gestione sostenibile dei rifiuti radioattivi derivanti dallo smantellamento degli impianti. Per questa valutazione ci si focalizzerà su due aspetti in particolare: 1) variazione dei livelli di allontanamento dei beta emettitori; 2) distribuzione dei valori di contaminazione di Ni-63 misurati sui materiali smantellati e da smantellare di un impianto BWR che presentano un valore superiore alla Minima attività Rilevabile. Non fanno parte dell'insieme di dati utilizzati le analisi sui materiali del Vessel e degli Internals, che sono ovviamente attesi essere rifiuti radioattivi a media ed alta attività.

Per poter effettuare le successive analisi, i dati relativi al Ni-63 vengono raggruppati in un istogramma che, come si può facilmente notare, restituisce una distribuzione log-normale. Questo è in buon accordo con i dati di letteratura in materia di distribuzione della contaminazione in rifiuti e materiali radioattivi. La distribuzione viene normalizzata mediante una scala semilogaritmica così da poter più facilmente valutare i parametri statistici della distribuzione.

Concentrazione di Ni-63

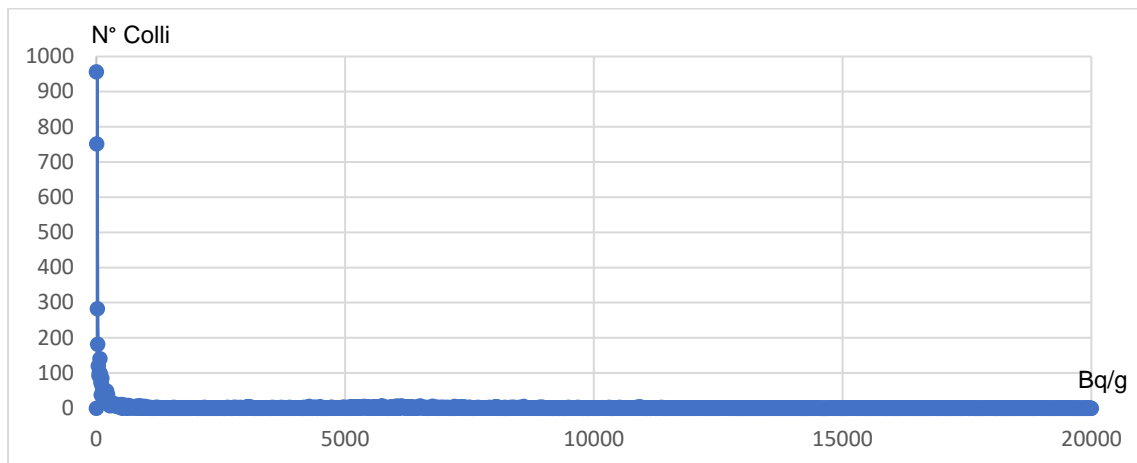


Figura 1– Concentrazioni di Ni-63 (Bq/g) misurate nei materiali derivanti dalle attività di smantellamento di un impianto BWR prima della classificazione come rifiuto.

La normalizzazione della distribuzione consente di definire, in base al numero di occorrenze, per ogni intervallo di valori il relativo peso in termini di probabilità. Questo procedimento consente di sviluppare l'analisi dei dati in maniera del tutto generale in termini di probabilità di rilascio senza vincoli radiologici in funzione del valore del limite di allontanamento.

Distribuzione normalizzata percentuale

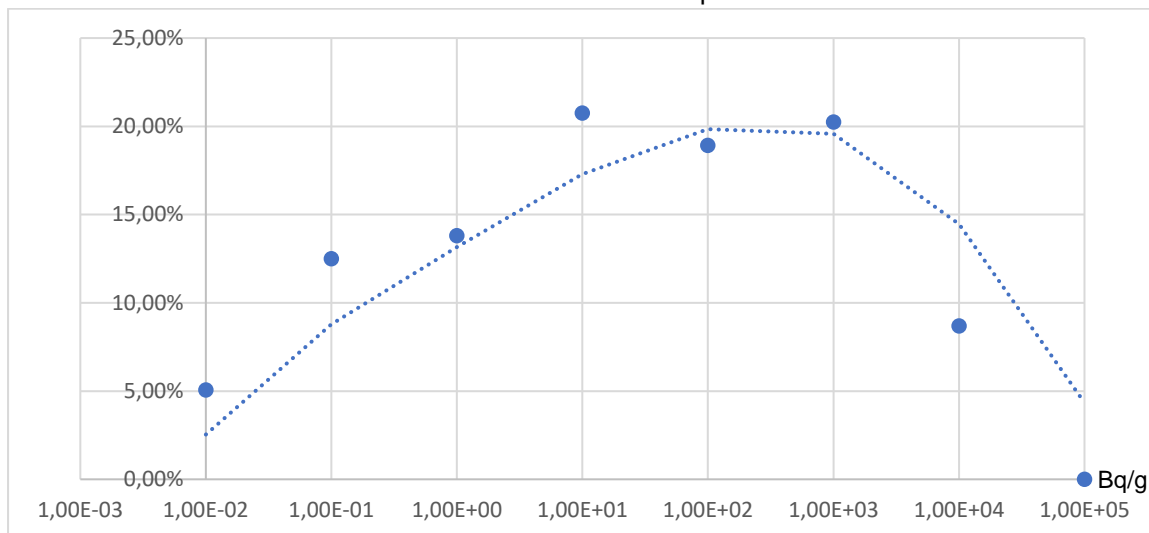


Figura 2– Distribuzione normalizzata del contenuto di Ni-63 (Bq/g) in termini di percentuale di materiali derivanti dalle attività di smantellamento di un impianto BWR prima della classificazione come rifiuto.

RISULTATI

Dall'analisi degli scenari è possibile valutare l'impatto radiologico nelle due tipologie di smaltimento che sono l'allontanamento in discarica ed il riciclo mediante fusione.

La valutazione del livello di Clearance di ciascuno dei beta emettitori, oggetto del lavoro, consente di definire quali scenari siano maggiormente influenzati da una variazione dei livelli di allontanamento.

Livelli di Clearance dei beta emettitori indagati

Clearance Bq/g	Ni-59	Ni-63	Fe-55	H-3	C-14
WL	7,34E+04	3,01E+04	1,66E+04	9,23E+04	5,60E+03
WF	7,90E+04	3,33E+04	1,75E+04	5,67E+04	2,98E+03
RL-A	6,01E+02	2,55E+02	5,01E+04	2,95E+02	2,80E+01
RL-C	1,44E+02	5,90E+01	8,98E+03	1,34E+02	1,31E+01
RF	3,67E+08	1,20E+08	1,88E+08	1,24E+07	4,92E+05
RP	5,87E+03	2,39E+03	1,01E+03	1,74E+04	1,25E+03

Tabella 3: Livelli di Clearance dei beta emettitori indagati calcolati negli scenari di riferimento e per gli individui critici della popolazione definiti dal Safety Reports Series n. 44 IAEA.

La tab n. 3 mostra che lo scenario di allontanamento in discarica (RL) presenta i valori di clearance più bassi e quindi è maggiormente influenzato da eventuali variazioni dei livelli di allontanamento. L'impatto maggiore si osserva derivare dal C-14 e dal Ni-63 per l'ingestione di prodotti coltivati sopra la discarica, scenario RL-C.

Sono quindi state valutate le dosi agli individui critici della popolazione nell'ipotesi di rilascio del materiale al valore di contaminazione massimo indicato in tab n.4 moltiplicato per il peso percentuale di ciascun radionuclide presente in un tipico inventario dei rifiuti di un BWR in fase di decommissioning (tab n. 5).

Livelli di allontanamento valutati

	Cs-134	Eu-152	Eu-154	Sr-90	Pu-238	Pu-239	Pu-240	Pu-241	Am-241	Cm-244
Bq/g	0,1	0,1	0,1	1	0,1	0,1	0,1	1	0,1	0,1

	Ni-59	Ni-63	Fe-55	H-3	C-14
Bq/g	10-100	10-100	10-100	10-100	10-100

Tabella 4: Prospetto della variazione dei Livelli di allontanamento dei beta emettitori a bassa energia valutata negli scenari di riferimento.

Composizione isotopica attesa

Radioisotopo	Co-60	Cs-137	Mn-54	Sb-125	Cs-134	Eu-152	Eu-154	Ni-59	Ni-63	Sr-90
comp %	2,44%	31,37%	0,02%	0,15%	0,04%	4,36%	0,16%	0,18%	56,76%	2,26%

Radioisotopo	Fe-55	Pu-238	Pu-239	Pu-240	Pu-241	Am-241	Cm-244	H-3	C-14
comp %	0,05%	0,03%	0,05%	0,00%	0,44%	0,15%	0,04%	0,91%	0,60%

Tabella 5: Composizione isotopica media espressa in termini di percentuale dei radioisotopi presenti nei rifiuti provenienti dallo smantellamento di un impianto BWR a 40 anni dalla chiusura.

La tab n. 6 mostra l'impatto in termini di dose agli individui critici della popolazione, come previsti dall'IAEA SRS n. 44, per lo smaltimento del materiale contaminato ad un livello pari a quello di allontanamento prescritto/vigente (standard) e nel caso di variazione dei livelli di allontanamento di alcuni beta emettitori (beta 10 Bq/g e beta 100 Bq/g).

Esposizioni valutate agli individui critici

Individui di riferimento	standard (μSv/anno)	beta 10 Bq/g (μSv/anno)	beta 100 Bq/g (μSv/anno)
WL - lavoratori discarica	1,52	1,52	1,54
WF - lavoratori fonderia	0,37	0,38	0,39
WO - lavoratori altro	0,72	0,72	0,72
RL-A - residenti discarica A	0,34	0,56	2,79
RL-C - residenti discarica B	0,24	1,16	10,30
RF - residenti fonderia	0,000021	0,000022	0,000038
RP - residenti edifici contaminati B	1,37	1,39	1,61

Tabella 6: Prospetto comparativo riassuntivo degli scenari di esposizione per gli individui critici, nel caso standard di applicazione dei livelli di allontanamento vigenti e nel caso di variazione dei livelli di allontanamento dei beta emettitori (Fe-55, Ni-59, Ni-63, H-3 e C-14).

In pratica la dose agli individui rappresentativi è stimata ponendo l'indice di allontanamento I_a pari a 1, calcolato come $\sum_{i=1}^{15} C_i \times P_i / L_i$, dove C_i è il valore della contaminazione, P_i il peso percentuale del radionuclide ed L_i il livello di allontanamento.

Lo smaltimento dei materiali smantellati ai livelli di allontanamento ipotizzati produce un impatto radiologico non significativo anche nel caso di una variazione dei livelli di allontanamento dei radioisotopi beta emettitori Ni-59, Ni-63, Fe-55, H-3 e C-14 così come indicati in tab n.4. L'impatto maggiore lo si ha per la popolazione residente sulla discarica, scenario RL-A ed RL-B, ed in particolare per il C-14 e per il Ni-63, in tutti gli scenari la variazione non produce impatti radiologicamente significativi sugli individui critici.

Ancor più evidente è la non rilevanza della variazione nel caso dello smaltimento in fonderia. Possiamo facilmente verificare infatti come per quanto riguarda l'invio del materiale a fusione l'impatto sull'individuo critico della popolazione di tutti gli scenari sia inferiore a $0,02 \mu\text{Sv/anno}$. Più interessante è il confronto tra la variazione della distribuzione percentuale della contaminazione e la variazione dei limiti di allontanamento che mostra come circa il 40% di tutti i rifiuti prodotti presenti una contaminazione potenzialmente variabile tra 1 e 100 Bq/g di Ni-63.

Distribuzione percentuale del Ni-63 nei materiali da smantellamento

Livello di allontanamento (Bq/g)	Intervallo di Contaminazione (Bq/g)	Distribuzione percentuale
1,00E-02	1,00E-03 -1,00E-02	5,07%
1,00E-01	1,00E-02 -1,00E-01	12,51%
1,00E+00	1,00E-01 -1,00E+00	13,81%
1,00E+01	1,00E-00 -1,00E+01	20,76%
1,00E+02	1,00E+01 -1,00E+02	18,92%
1,00E+03	1,00E+02 -1,00E+03	20,24%
1,00E+04	1,00E+03 -1,00E+04	8,69%
	Totale	100,00%

Tabella 7: Distribuzione percentuale della contaminazione da Ni-63 (Bq/g) nei materiali da smantellamento rapportata al Livello di allontanamento.

CONCLUSIONI

Nel presente lavoro è stato dimostrato che l'impatto della variazione in aumento fino a due ordini di grandezza dei limiti di allontanamento dei beta emettitori Ni-59, Ni-63, Fe-55, H-3 e C-14 negli scenari di riferimento del Safety Reports Series IAEA n. 44 in termini dosimetrici è

privo di rilevanza radiologica. In termini di sostenibilità dei processi di smaltimento, l'invio di materiali ad un processo di riciclo, come ad esempio la fusione, produce un impatto radiologico molto minore sugli individui di riferimento della popolazione in tutti gli scenari ipotizzati.

L'aumento dei livelli di allontanamento dei beta emettitori considerati, ossia l'allineamento degli stessi ai livelli utilizzati dai paesi europei più industrializzati, può portare ad una significativa diminuzione dei materiali classificabili come rifiuti radioattivi a fronte di una variazione dell'impatto radiologico priva di significato.

A titolo di esempio è stato analizzato il contenuto di Ni-63 e si è mostrato come un aumento del livello di allontanamento da 1 a 10 Bq/g porta alla potenziale declassificazione di circa il 20% dei rifiuti mentre l'aumento a 100 Bq/g porta a declassificarne potenzialmente il 38%. Una significativa riduzione della quantità di rifiuti radioattivi, inoltre, produce una proporzionale riduzione delle volumetrie di stoccaggio e delle infrastrutture necessarie con conseguente significativa diminuzione dei costi di gestione associati.

Appare quindi evidente come gli attuali livelli normativi italiani rappresentino una fortissima limitazione all'avvio di un processo virtuoso di gestione dei rifiuti radioattivi improntato sul concetto di sostenibilità. Pertanto all'interno di un approccio normativo pragmatico volto proprio alla sostenibilità ambientale e radiologica è auspicabile un aumento dei livelli di allontanamento dei beta emettitori che sia diversificato in funzione del destino finale, favorendo l'invio del materiale al riciclo (livello di allontanamento posto a 100 Bq/g) rispetto all'invio in discarica (livello di allontanamento posto a 10 Bq/g).

Bibliografia

1. IAEA – Derivation of activity concentration values for exclusion, exemption and clearance – Safety Report Series 44 – 2005
2. EURATOM – Direttiva 2013/59 – 5 dicembre 2013
3. Decreto Legislativo 101 - Attuazione della direttiva 2013/59/Euratom – 31 luglio 2020
4. Decreto dirigenziale 28 settembre 2012 - Disattivazione della Centrale Nucleare del Gari-gliano sita in S. Venditto di Sessa Aurunca (CE)

Metodi numerici per lo studio del flusso e trasporto dei radionuclidi nei mezzi porosi, finalizzati all'analisi di sicurezza del deposito di smaltimento di superficie dei rifiuti radioattivi presso il Deposito Nazionale

J. De Sanctis¹, F. Marconi¹, G. Mingrone¹, M. Rosati¹

¹Sogin S.p.A., Via Marsala 51/C, 00185, Roma

desanctis@sogin.it

Riassunto

Il Deposito Nazionale (DN) è un'infrastruttura che permetterà lo smaltimento di superficie dei rifiuti radioattivi di bassa e molto bassa attività. Il DN avrà delle barriere ingegneristiche e naturali poste in serie, aventi il compito di isolare i rifiuti dall'ambiente circostante e di ritardare il più possibile il rilascio dei radionuclidi in esso contenuti, nonché la loro migrazione attraverso la geosfera e quindi verso la biosfera. Nell'ambito delle analisi di sicurezza del DN, lo studio della performance del sistema di barriere richiede un approccio metodologico multidisciplinare che comporta:

- (i) l'identificazione degli scenari che influenzano il comportamento del "sistema deposito" (l'insieme di inventario, struttura ingegneristica e geologia) per tutte le sue fasi di vita¹;*
- (ii) la stima della loro probabilità di accadimento;*
- (iii) la stima delle loro conseguenze associate al rilascio dei radionuclidi, tipicamente in termini di dose efficace attesa all'individuo rappresentativo della popolazione;*
- (iv) la quantificazione delle incertezze associate alle sopramenzionate stime.*

In questo contesto, lo studio dei vari processi chimico/fisici che caratterizzano la migrazione dei radionuclidi attraverso il sistema multi-barriera del DN, fino all'arrivo all'uomo, gioca un ruolo fondamentale.

In questo articolo, verranno presentati gli approcci modellistici più appropriati allo studio del comportamento delle diverse barriere del DN al fine dell'analisi di sicurezza di lungo periodo (dopo la fine del Controllo Istituzionale). In particolare, verranno mostrati sia le analisi sviluppate con i modelli numerici più idonei a rappresentare i processi di lisciviazione e dispersione dei radionuclidi all'interno delle barriere ingegneristiche, in regime saturo e insaturo, che quelli riferiti alla dispersione e migrazione degli stessi radionuclidi nelle acque sotterranee.

1 ANALISI DI SICUREZZA DI LUNGO PERIODO PER LO SMALTIMENTO DI SUPERFICIE DEI RIFIUTI A BASSA E MOLTO BASSA ATTIVITÀ¹

SOGIN sta sviluppando la metodologia per l'Analisi di Sicurezza di lungo periodo ("Post Closure Safety Assessment" – PCSA) per il deposito per lo smaltimento dei rifiuti a molto bassa e bassa attività (VLLW & LLW) che sarà realizzato al Deposito Nazionale (DN) sulla base dei riferimenti internazionali [1],[2],[3] e nazionali [4]. Le analisi di Safety Assessment, in genere, sono finalizzate a verificare che, per tutte le fasi temporali del deposito, la performance del "sistema di deposito" sia tale da assicurare la salvaguardia dell'ambiente e della salute umana, a fronte di eventuali rilasci di radionuclidi dalle strutture di deposito verso l'ambiente esterno.

In particolare, le analisi di PCSA, dedicate alla fase successiva al periodo di Controllo Istituzionale, permetteranno di verificare che l'evoluzione del deposito, sulla base di tutti gli scenari che saranno ritenuti credibili, avvenga in rispetto dei criteri di sicurezza fissati per la popolazione, per un periodo di tempo della durata di qualche migliaio di anni, successivo al rilascio del sito, privo di vincoli radiologici.

Gli aspetti principali implementati nel PCSA sono:

- caratteristiche dei rifiuti;
- caratteristiche della struttura ingegneristica;
- caratteristiche della geologia e dell'ambiente ricettore;
- processi di degrado delle barriere ingegneristiche;

¹ Il Deposito per lo smaltimento dei rifiuti a molto bassa e bassa attività è caratterizzato dalle seguenti fasi temporali: localizzazione, progettazione, costruzione, esercizio (circa 50 anni), chiusura (circa 5 anni), controllo istituzionale (circa 300 anni), rilascio senza vincoli radiologici.

- processi di rilascio e trasporto in ambiente.

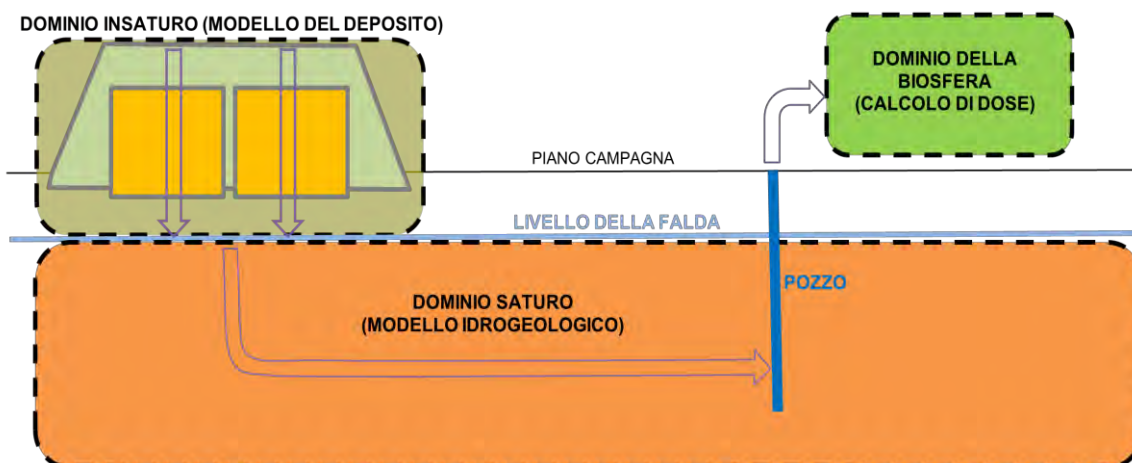
Allo scopo di verificare le procedure e gli strumenti che Sogin sta mettendo a punto, è stato effettuato un test (parziale) di PCSA, basato su:

- una stima preliminare di inventario radiologico;
- una delle soluzioni progettuali attualmente allo studio;
- un sito ipotetico caratterizzato da livello di falda relativamente superficiale.

Nella Figura 1 viene mostrato schematicamente il modello concettuale in cui è stato suddiviso il sistema delle barriere del deposito. Sono stati individuati tre principali domini:

1. **Dominio insaturo** costituito dalle celle di deposito contenente i rifiuti, dalle relative barriere ingegneristiche e da un primo strato di terreno posto al di sopra del livello di falda (rilevato). Tale dominio è stato simulato mediante l'utilizzo del codice AMBER (paragrafo 2).
2. **Dominio saturo** costituito dai terreni posti al di sotto del livello di falda, simulato mediante l'implementazione di un modello idrogeologico di flusso e trasporto utilizzando nel codice FEFLOW (paragrafo 5).
3. **Dominio della biosfera** in cui è stato effettuato il calcolo delle dosi alla popolazione mediante il codice AMBER (paragrafo 7).

Figura 1: Schema generale suddiviso nei tre principali domini di studio



Il PCSA è basato sullo sviluppo di modelli matematici che permettono di simulare, per i diversi scenari evolutivi ipotizzati del sistema deposito, le caratteristiche del deposito e tutti i processi fisico/chimici ipotizzati, concernenti la migrazione nel tempo dei radionuclidi attraverso le barriere, sia ingegneristiche che naturali. Inoltre, permette di stimare la dose efficace per "l'individuo rappresentativo della popolazione". Lo scopo ultimo è quello di verificare che l'impatto radiologico, in qualsiasi momento, rispetti (cioè sia inferiore) il "criterio di dose" (obiettivo di dose) prescritto dall'Autorità per la Sicurezza Nucleare (ISIN).

2 BARRIERE INGEGNERISTICHE E ZONA INSATURA

Il progetto, attualmente in fase preliminare, è caratterizzato da un sistema di barriere disposte in serie:

1. manufatti di rifiuti (prima barriera);
2. moduli di deposito (seconda barriera);
3. celle di deposito (terza barriera);
4. copertura multistrato (quarta barriera).

Di seguito una breve descrizione del *sistema deposito* che è stato preso a riferimento nel presente studio. Il dimensionamento delle diverse parti (vedi insaturo) non rispecchia alcun sito reale ma è il frutto di ipotesi effettuate al solo scopo di sviluppare un caso studio.

Manufatti

I manufatti rappresentano il contenimento primario del rifiuto radioattivo. Essi possono essere di differenti tipologie: Contenitori Cilindri (CC 220 l, CC 440 l); Contenitori Prismatici (CP 2,6 m³ e CP 5,2 m³).

Nell'analisi di Safety Assessment svolte è stato considerato un volume totale di manufatti pari a 74.654 m³.

Moduli

I manufatti sono inseriti all'interno dei moduli². Il numero totale dei moduli è stato stimato essere di 21.600 per un volume totale di 234.071 m³.

La Cella

I moduli sono inseriti nelle celle, ogni cella contiene 240 moduli impilati su 5 livelli. Lo spazio tra i diversi moduli sarà riempito con un materiale inerte che ha lo scopo di eliminare i vuoti all'interno della struttura ma anche quello di favorire il drenaggio dell'acqua che, potenzialmente, potrebbe entrare nelle celle.

Sarà realizzato un numero totale di celle pari a 90.

La Copertura

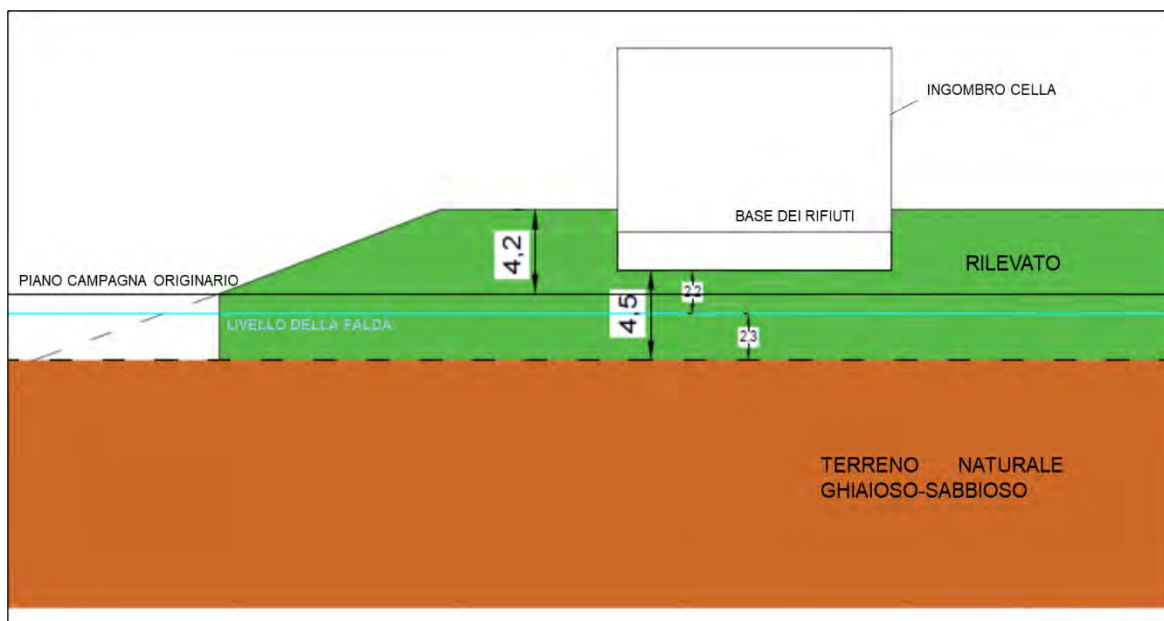
Una volta riempite tutte le celle, queste vengono completamente ricoperte da una copertura multistrato (sarà usata una specifica alternanza di materiali naturali, materiali artificiali impermeabili all'acqua. Lo spessore finale di tutta la copertura sarà di alcuni metri, sufficienti a garantire anche la salvaguardia da involontaria intrusione umana/animale/vegetale e da erosione.

Zona Insatura

In questo tipo di approccio è stato assunto che il trasporto del contaminante in zona insatura possa essere adeguatamente rappresentato dal trasporto advettivo. Le principali proprietà per descrivere il trasporto advettivo sono la conoscenza della lunghezza della zona insatura, la velocità del flusso advettivo, la densità e porosità dei mezzi, la saturazione e le proprietà di assorbimento. Nella Figura 2 è possibile vedere lo schema adottato in questo test per un ipotetico sito con livello della falda relativamente superficiale e possibile interposizione di una parte artificiale (rilevato) costituita da materiale sabbioso-ghiaioso tra le celle di deposito e un terreno naturale ghiaioso-sabbioso. In tale schema la zona insatura è costituita dall'insieme rifiuti-cella di deposito e da 2,2 m di terreno artificiale.

² Un modulo può contenere, per esempio, 6 CC-440 o un CP-5,2.

Figura 2: Schema dell'area di "near field" costituita dalla cella di deposito, da un terreno artificiale (rilevato) in verde e da uno naturale (in arancio); in celeste il livello di falda che separa la zona insatura da quella satura



3 TERMINE SORGENTE: INVENTARIO RADIOLOGICO

SoGIN ha definito in prima approssimazione l'inventario radiologico totale dei rifiuti VLLW e LLW da conferire al deposito di superficie di smaltimento del DN. Tale inventario costituisce il termine sorgente per lo studio delle analisi di sicurezza per le barriere del deposito. Non tutti i radionuclidi dell'inventario di riferimento richiedono una rappresentazione nel modello, perché i radionuclidi a emivita molto breve decadranno nella quasi totalità ben prima della chiusura dell'impianto di smaltimento e quindi non produrranno alcun impatto radiologico in tempi dell'ordine di qualche migliaio di anni. In particolare, sono stati quindi esclusi dall'analisi i radionuclidi con un'emivita inferiore a 5 anni, in quanto decadranno a meno di un milionesimo della loro concentrazione originale in 100 anni. I radionuclidi rimanenti sono mostrati nella Tabella 1 e Tabella 2.

Tabella 1 Inventario dei radionuclidi selezionati dall'analisi di sicurezza

Radionuclide	Attività Totale (Bq)	Radionuclide	Attività Totale (Bq)
H-3	5,36E+12	Eu-152	9,94E+10
C-14	3,0E+12	Eu-154	1,97E+10
Cl-36	6,32E+10	Ra-226	1,18E+10
Ca-41	4,13E+12	Th-228	1,16E+8
Ni-59	2,26E+13	Th-230	3,72E+08
Co-60	2,91E+12	Th-232	1,14E+11
Ni-63	1,1E+14	U-232	9,50E+10
Sr-90	2,52E+14	U-233	6,13E+10
Nb-93m	2,03E+08	U-234	2,10E+10
Mo-93	1,31E+11	U-235	2,12E+10
Nb-94	7,39E+10	U-238	7,87E+11
Tc-99	5,75E+09	Np-237	4,22E+10
Ag-108m	1,77E+13	Pu-238	7,61E+09

Radionuclide	Attività Totale (Bq)	Radionuclide	Attività Totale (Bq)
Ba-133	1,2E+09	Pu-239	6,24E+10
Cs-137	1,44E+15	Pu-241	8,11E+9
Sm-151	5,94E+11	Am-241	6,32E+10
Cm-244	1,97E+07		

Tabella 2 Radionuclidi, rilevanti ai fini dell'analisi di sicurezza, figli di radionuclidi presenti nell'elenco primario

Radionuclide	Nota
Pb-210	Figlio del Ra-226
Po-210	Figlio del Pb-210
Ra-228	Figlio del Th-232
Ac-227	Figlio del Pa-231
Th-229	Figlio dell'U-233
Pa-231	Figlio dell'U-235
U-236	Figlio del Pu-240 (dal Cm-244)
Pu-240	Figlio del Cm-244

4 MODELLO DEL TRASPORTO DEI RADIONUCLIDI ATTRAVERSO IL DOMINIO INSATURATO

In questo lavoro è stato preso in considerazione il cosiddetto “scenario evolutivo normale” del deposito, caratterizzato da un graduale e naturale degrado delle barriere ingegneristiche di contenimento. In particolare, queste perdono le loro capacità meccaniche di contenimento, secondo “curve di degrado di progetto”, senza che vi sia alcun fenomeno di disturbo (es. erosione o intrusione umana) atto a velocizzare la fuoriuscita di contaminanti dalle strutture del deposito e quindi favorire il loro trasferimento sulla superficie ambientale in diretto contatto con l'uomo.

Nel momento in cui l'acqua piovana (unico elemento che determina la lisciviazione dei rifiuti e quindi il rilascio dei contaminanti dal deposito) riesce, a causa del crescente degrado delle barriere ingegneristiche, a penetrare e ad entrare nel deposito, inizia a lisciviare il carico radiologico residuo presente nei rifiuti, attraverso i contenitori. Da questo momento in poi inizia il trasporto dei radionuclidi lisciviati dai rifiuti, prima attraverso le altre barriere ingegneristiche, per poi proseguire nella barriera naturale, fino a giungere alla biosfera, dove può comportare dose efficace, attraverso diverse possibili vie d'esposizione. Lo scopo delle barriere ingegneristiche³ è proprio quello di contenere il più a lungo possibile il carico radiologico che custodiscono; quello della barriera naturale⁴ è quello di ritardare il più possibile il trasporto dei radionuclidi, verso la biosfera, una volta che sono rilasciati dalle strutture di deposito. L'infiltrazione iniziale ovviamente, sarà direttamente e fortemente dipendente dallo stato di degrado della copertura del deposito [5][6].

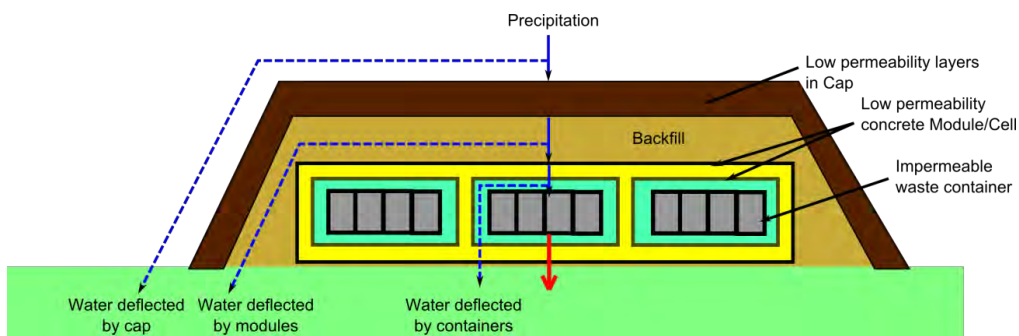
Attraverso il codice di simulazione AMBER [7][8][9][10][11] è stata modellizzata la migrazione dei radionuclidi attraverso le barriere ingegneristiche del deposito di smaltimento e la zona insatura descritte nel paragrafo 2.

³ Esse sono il risultato di una specifica attività di qualifica che consente di determinare le migliori caratteristiche che le stesse devono avere per adempiere al loro scopo di contenimento ed isolamento dei rifiuti radioattivi. Il processo di qualifica, si traduce nella definizione di quali siano i migliori materiali e le migliori soluzioni ingegneristiche che garantiscono di conseguire l'obiettivo voluto.

⁴ La barriera naturale è propria del sito su cui il deposito è realizzato, il quale sito è individuato con adeguato processo di localizzazione. Lo scopo è quello di selezionare un sito che abbia già determinate caratteristiche geochimiche ed idrauliche che favoriscano la capacità del sito stesso di trattenere il più a lungo possibile i radionuclidi che lo attraversano e quindi, rallentare l'arrivo in biosfera.

La maggior parte dell'acqua infiltrata attraverso la copertura fluirà all'inizio attorno alle celle nel materiale di riempimento permeabile senza entrare in contatto con i rifiuti. In seguito, parte dell'acqua si infiltrerà nelle celle e poi sequenzialmente nei moduli. Il rilascio di materiale radioattivo non sarà possibile sino a quando i manufatti resteranno asciutti. Inizierà invece quando i loro componenti inizieranno a degradarsi corrodendosi a causa del contatto con l'acqua. I radionuclidi inizieranno a migrare, per gravità, verso il basso, attraverso le restanti barriere, fino a giungere all'esterno (Figura 3).

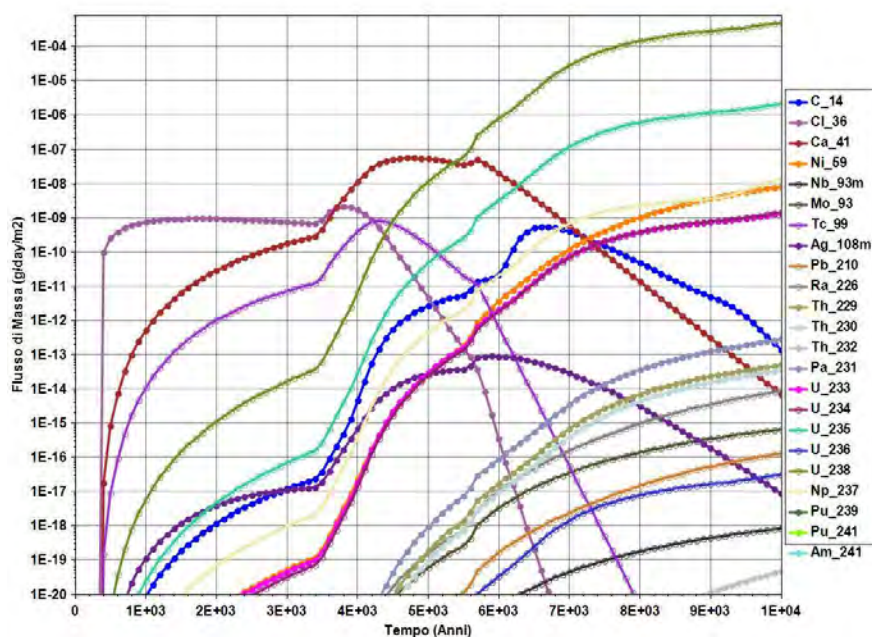
Figura 3 - Barriere ingegneristiche e modello concettuale di filtrazione dell'acqua modellizzato in AMBER



Quando la copertura e le barriere ingegneristiche saranno completamente degradate, la quantità di radionuclidi disciolti in acqua aumenterà ed il trasporto avverrà anche per advezione.

Nella Figura 4 è mostrato il risultato della prima fase del test di modellazione, cioè il rilascio dei 23 radionuclidi più significativi, in termini di flusso di massa fuoriuscito dalla zona insatura, prima di miscelarsi nella falda acquifera.

Figura 4: Rilascio dei radionuclidi dalla zona insatura alla geosfera ed ingresso nell'acquifero



È possibile vedere che molti dei 41 radionuclidi conferiti al deposito (vedi Tabella 1 e Tabella 2) prima della sua definitiva chiusura non sono presenti in figura, come per esempio, il Cs-137, o lo Sr-90. Questo significa che le quantità iniziali dei radionuclidi a vita breve (vita media inferiore a 30 anni, come da D. M. 7 Agosto 2015 [12]) siano significativamente ridotte dopo

la fine del Controllo Istituzionale del Deposito (in tale periodo, circa 300 anni, la funzione di isolamento dei radionuclidi dall'ambiente esterno è completamente garantita dalla presenza delle barriere ingegneristiche del deposito), così da non poter più generare concentrazioni in falda significative. Questo risultato, come descritto nel paragrafo 6, verrà utilizzato come condizione al contorno per il modello agli elementi finiti di flusso e trasporto dei radionuclidi nella geosfera.

5 GEOSFERA: ZONA SATURA

L'acquifero ipotetico preso in esame nel test effettuato come caso studio è stato considerato come acquifero monostrato a media permeabilità, interamente permeato da acque dolci, con alla base uno strato impermeabile, tra circa 40 e 65 m di profondità dal p.c.

Sono stati ipotizzati i seguenti terreni tipo e relativi valori di conducibilità idraulica:

- 1) **Is** - Limi sabbiosi e argillosi superficiali (presenti dal p.c. fino a 2-5 m di profondità):
 $K_{XY}=1 \cdot 10^{-6}$ m/s, $K_z=1 \cdot 10^{-7}$ m/s.
- 2) **gs** - Ghiaie e sabbie (presenti al di sotto del livello precedente fino a 22-40 m di profondità): $K_{XY}=7 \cdot 10^{-4}$ m/s, $K_z=7 \cdot 10^{-5}$ m/s.
- 3) **sg** - Sabbie e ghiaie (presenti al di sotto del livello precedente fino alla citata base del modello): $K_{XY}=1 \cdot 10^{-4}$ m/s, $K_z=1 \cdot 10^{-5}$ m/s.

Come accennato nei paragrafi precedenti, nella sola area del deposito, il terreno al punto 1 è stato sostituito da un materiale sciolto sabbioso-ghiaioso, costituente un ipotetico rilevato, con i seguenti valori (vedi Figura 3): $K_{XY}=1 \cdot 10^{-5}$ m/s, $K_z=1 \cdot 10^{-6}$ m/s.

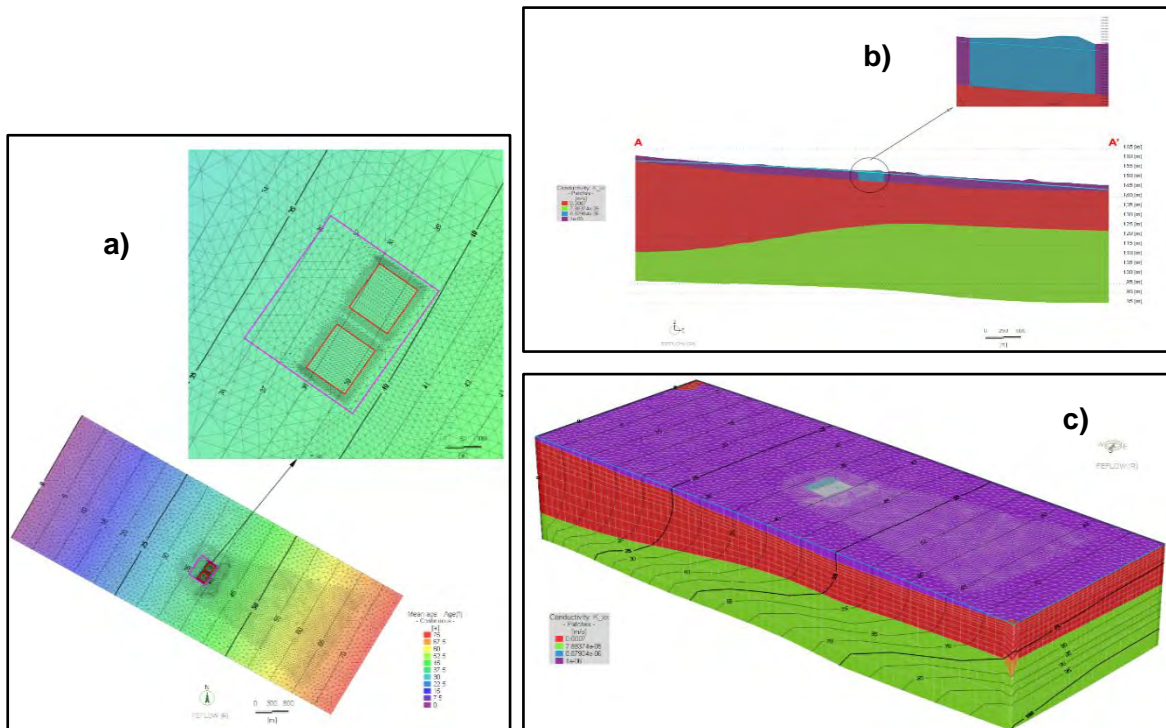
6 MODELLO CONCETTUALE DEL TRASPORTO DEI RADIONUCLIDI NELLA GEOSFERA

È stata definita un'area (Figura 5) pressoché rettangolare centrata sul deposito, con i lati corti corrispondenti a due isofreatiche di monte e di valle, dove sono state definite le corrispondenti condizioni al contorno ed i due lati lunghi all'incirca perpendicolari alle isofreatiche (paralleli alle linee di flusso), lungo i quali è pertanto possibile avere condizioni di non-flusso.

Nel test effettuato si è ipotizzato che i contaminanti vengano intercettati da un pozzo di pompaggio. In questa situazione una parte del flusso d'acqua dell'acquifero può essere considerato deviato sulla superficie esterna nei suoli circostanti e che quest'acqua possa quindi essere usata come acqua potabile o per irrigazione. In maniera conservativa, è stato assunto che il pozzo intercetti l'acquifero ad una distanza relativamente breve (250m e 500m) a valle dal deposito, minimizzando così le possibili diluizioni o dispersioni. In questo lavoro, sono state prese in considerazione solo le stime delle concentrazioni degli inquinanti presenti in acqua potabile e nella parte secca della matrice solida dei terreni irrigati. La Figura 5 mostra la modellazione in 2D e 3D della geosfera del sito ipotetico preso come caso studio. Il dominio di studio è stato modellato utilizzando il codice agli elementi finiti FEFLOW® (*Finite Element Simulation System for Subsurface Flow and Transport Processes* ©1979-2016, DHI-WASY GmbH – v.8.0) [13][14]. Tale codice simula il flusso di acque sotterranee nelle tre dimensioni spaziali tenendo conto delle caratteristiche dei terreni e delle condizioni al contorno che influenzano il comportamento del sistema acquifero. Inoltre, sulla base del campo di flusso calcolato, esegue il trasporto dei radionuclidi risolvendo l'equazione di Advezione – Dispersione (ADE) ad esso associata.

Figura 5: Modello di flusso della Zona Saturata utilizzando il software FEFLOW. a) Modello geometrico 2D dell'area di studio. Nel riquadro in alto dettaglio della planimetria dell'area del rilevato con il deposito di smaltimento superficiale. b) Sezione del modello: livello di falda evidenziato dalla linea

celeste. c) Dominio 3D del modello costituito da 4 strati geologici discretizzato in 14 *layers* differenti. Le isolinee rappresentano il tempo (in anni) di flusso dell'acqua di falda nel modello.

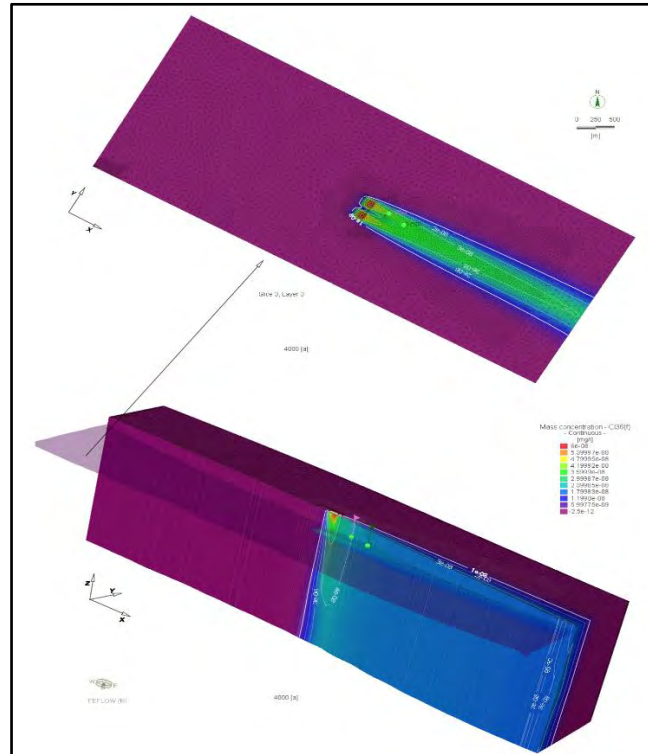


Dopo aver calcolato il campo piezometrico e quindi il flusso della falda acquifera in condizioni stazionarie, si è proceduto allo sviluppo del modello di trasporto in geosfera per stimare la migrazione in 10.000 anni dei radionuclidi fuoriusciti dal dominio insaturo. Come discusso nel paragrafo 4 (vedi Figura 4) per il termine sorgente del modello di trasporto 3D agli elementi finiti si è usato l'output della simulazione AMBER del dominio insaturo. In particolare, come condizioni di raccordo tra i due codici AMBER e FEFLOW, sono state definite le seguenti condizioni al contorno (BC):

- *Fluid-flux BC* - Sui nodi delle due aree sorgente individuate, è stato imposto un flusso d'acqua in ingresso, variabile nel tempo a causa del modello di degrado delle barriere descritto nel paragrafo 4, ricavato dal flusso d'acqua in uscita dal modulo insaturo di AMBER
- *Mass-flux BC* - Sui nodi delle due aree sorgente è stato imposto un flusso di radionuclidi in ingresso, variabile nel tempo, ricavato dall'output del modulo insaturo di AMBER. A ciascun radionuclide analizzato è stata associata una serie temporale di input. L'area di ciascuno dei due rettangoli sorgente (19.060 m^2) è equivalente al totale delle aree nette occupate da 45 celle, in modo da mantenere la coerenza dimensionale con i risultati della modellazione in AMBER.

Oltre alle condizioni al contorno e a quelle iniziali, nel modello di trasporto sono stati definiti dei punti d'osservazione, ossia dei nodi in cui andare a monitorare la concentrazione dei radionuclidi durante e al termine della simulazione. Tali nodi disposti su 2 linee verticali (vedi Figura 6, bandiere verticali) attraverso i vari *layers* e a distanze di 250, 500 m dalle aree sorgente, possono simulare possibili punti di prelievo dell'acqua di falda (pozzi) ai fini del successivo calcolo di dose efficace (vedi paragrafo 6). La Figura 6, descrive la distribuzione spaziale del *plume* di contaminante disciolto in acqua, di uno dei 23 radionuclidi considerati (CI-36). Le quantità calcolate sono espresse in mg/l, il cui valore in termini di Bq/l può essere stimato facilmente tramite l'attività specifica di ciascun radionuclide.

Figura 6: – Distribuzione spaziale della concentrazione del ^{137}Cs a 4.000 anni dall'inizio della simulazione. In basso è riportata la distribuzione sul modello 3D, mentre in alto una sezione 2D del modello posta all'interno del secondo litotipo del modello ghiaie+ sabbie (gs).



Per ciascun radionuclide è stato quindi prodotto l'andamento delle concentrazioni in falda nei citati punti di osservazione allo scopo di fornire l'input per il successivo calcolo delle dosi.

7 RISULTATI: STIMA DELLA DOSE EFFICACE ALL'INDIVIDUO RAPPRESENTATIVO DELLA POPOLAZIONE

La biosfera può essere definita come l'insieme di tutte le matrici ambientali che possono essere soggette a contaminazione e di tutte le connessioni tra queste, che possono provocare l'esposizione dell'uomo, degli animali e delle piante alla dose efficace determinata dai radionuclidi residui rilasciati in superficie. Nel contesto della presente valutazione sono stati presi in considerazione le seguenti vie d'esposizione dell'uomo al fine di calcolare la dose efficace:

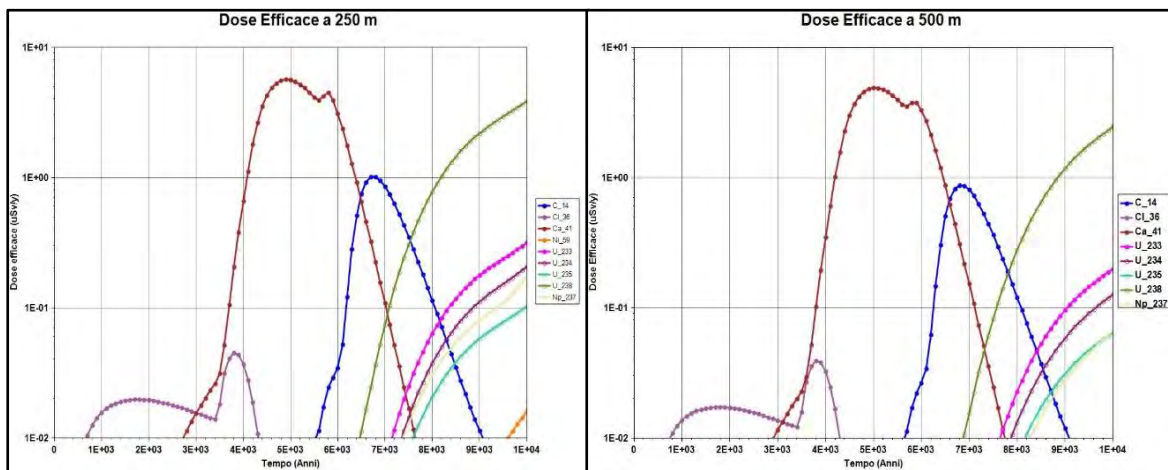
- ingestione d'acqua potabile attinta direttamente dalla falda acquifera;
- inalazione di polveri provenienti dalla contaminazione della parte secca dei terreni agricoli irrigati dalla stessa acqua di falda;
- irraggiamento esterno dovuto alla contaminazione dei terreni irrigati;
- ingestione di vegetali coltivati sullo stesso terreno;
- ingestione di carni animali allevati con acqua e vegetali provenienti dallo stesso terreno irrigato;
- ingestione involontaria del terreno contaminato.

La seguente Figura 7 mostra i contributi dei principali radionuclidi alla dose efficace in funzione del tempo, espressa $\mu\text{Sv}/\text{anno}$, alle due diverse distanze di prelievo d'acqua potabile, come descritto in precedenza. Come è possibile vedere, all'inizio il contributo maggiore è dato dai radionuclidi C-14, ^{137}Cs e ^{235}U che esprimono il loro picco massimo di dose prima dei diversi isotopi dell'uranio. Questo è dovuto principalmente al fatto che questi radionuclidi, rispetto all'Uranio e al Nettunio, sono molto più mobili (coefficiente di adsorbimento più piccolo) nei vari mezzi porosi che attraversano. È da notare che, rispetto al numero totale iniziale dei radionuclidi presi in considerazione (vedi Tabella 1 e Tabella 2), solo 9/8 di essi possono

essere considerati significativi al fine della stima totale della dose efficace per un tempo di previsione non superiore ai 10.000 anni. Questo può essere giustificato prendendo in esame due aspetti fondamentali nella costruzione della presente analisi di sicurezza:

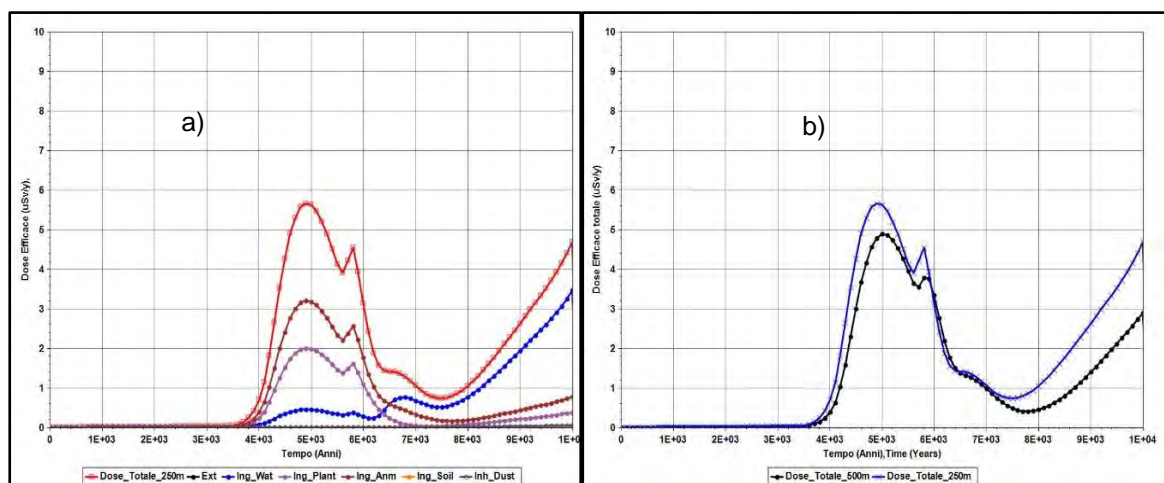
1. la radioattività di molti radionuclidi, caratterizzati da tempi di decadimento relativamente brevi, diventa trascurabile nel range temporale di simulazione preso in considerazione.
2. I tempi di migrazione dei radionuclidi a lunga vita (come il plutonio, americio, tecnezio, ...ecc) sono generalmente molto più alti rispetto ai tempi di analisi considerati. Questo dipende dal fatto che tali radionuclidi hanno valori dei coefficienti di adsorbimento sulle varie matrici porose relativamente alto, producendo un ritardo nel loro trasporto rispetto alla velocità del flusso dell'acqua di falda.

Figura 7: Contributo dei principali radionuclidi alla Dose Efficace stimata all'individuo rappresentativo della popolazione in un pozzo di prelievo d'acqua potabile rispettivamente a 250 m e 500 m dal deposito di smaltimento.



Inoltre, nella Figura 8 (parte **a**) sono riportati i risultati ottenuti dalla stima dei contributi alla dose efficace considerando le principali vie d'esposizione come sopra descritte. È da notare che i principali contributi sono dovuti all'ingestione di carni animali, piante e acqua potabile. Questo risultato è coerente con le specificità dei radionuclidi del carbonio, calcio e cloro, ampiamente presenti nei composti organici. Infine, nella Figura 8 (parte **b**) vengono comparate le due curve di dose totale efficace stimate rispettivamente a 250 e 500 m di distanza dal bordo di valle della sorgente (possibile limite del deposito). Come è possibile notare il picco massimo di dose per entrambe le curve varia rispettivamente tra i 4 e 6 $\mu\text{Sv}/\text{anno}$. Questi valori stimati si trovano al di sotto del limite di non rilevanza radiologica di 10 $\mu\text{Sv}/\text{anno}$, indicato dall'autorità di controllo nazionale (ISIN), come obiettivo di dose per lo scenario evolutivo normale. Questo test di analisi di sicurezza del deposito di smaltimento superficiale dei rifiuti radioattivi presso il Deposito Nazionale dimostra, in prima approssimazione, sia la validità generale del progetto ingegneristico preliminare, sia la sua adattabilità a tipiche caratteristiche idrogeologiche di sito.

Figura 8: a) Contributo alla dose efficace totale delle principali vie di esposizione. b) Dose totale efficace stimata in pozzo di prelievo d'acqua potabile rispettivamente a 250 m e 500 m.



8 BIBLIOGRAFIA

- [1]. *Disposal of Radioactive Waste: Specific Safety Requirements*, International Atomic Energy Agency (IAEA), Safety Standards Series No. SSR-5, April 2011.
- [2]. *Safety Assessment for Near Surface Disposal of Radioactive Waste: Safety Guide*, International Atomic Energy Agency (IAEA), Safety Standards Series No. WS-G-1.1, July 1999.
- [3]. *Radiation Protection Recommendations as Applied to the Disposal of Long-lived Solid Radioactive Waste*, ICRP Publication 81, Ann. ICRP 28 (4), 1998.
- [4]. *GT32 - Criteri di sicurezza e di Radioprotezione per impianti ingegneristici di smaltimento in superficie di rifiuti radioattivi*, ISIN, Ottobre 2021.
- [5]. *SFR Vault Database*, SKI Report R02-53, D. Savage, and M.J. Stenhouse Swedish Nuclear Power Inspectorate, Stockholm, Sweden (2002).
- [6]. *Evolution of pore water chemistry during degradation of cement in a radioactive waste repository environment*, U.R. Berner, Waste Management, 12, 201-219, (1992).
- [7]. *Quintessa - Performance Assessment Support for SoGIN's L&ILW Repository Siting Process*. QRS-1539A-2, Version 1.0, November 2013.
- [8]. *AMBER Guidance Note: Modelling Advection, Dispersion & Diffusion*, P.C. Robinson, November 2005.
- [9]. *AMBER 5.6 Reference Guide*, Quintessa Limited software guide QE-AMBER-1, Version 5.6, December 2012.
- [10]. *AMBER 5.6 Examples, Users and References*, Quintessa Limited software note QE-AMBER-M1, Version 5.6, December 2012.
- [11]. *AMBER 5.6 Verification Summary*, Quintessa Limited software guide QE-AMBER-3, Version 5.6, December 2012.
- [12]. "Classificazione dei rifiuti radioattivi, ai sensi dell'articolo 5 del decreto legislativo 4 marzo 2014, n. 45", Decreto 7 agosto 2015.
- [13]. *Finite Element Modeling of Flow, Mass and Heat Transport in Porous and Fractured Media*, Di-ersch, H.J.: FEFLOW, Springer 2014.
- [14]. *Finite Element Subsurface Flow & Transport Simulation System. Introductory Tutorial*, FEFLOW® 7.0., DHI 2015.

“VALUTAZIONE DELL’IMPATTO SU AMBIENTE E POPOLAZIONE A SEGUITO DI SCARICHI PROGRAMMATI E RILASCI INCIDENTALI TRAMITE L’UTILIZZO DI MODELLI DI PREVISIONE”

Carmelina Salierno

ISIN Ispettorato Nazionale per la Sicurezza Nucleare e la Radioprotezione

Via Capitan Bavastro 116

carmelina.salierno@isinucleare.it

SOMMARIO

L’impiego di sorgenti di radiazioni ionizzanti nonché l’esercizio e le operazioni di disattivazione degli impianti nucleari italiani così come definiti dall’art. 7 del D.Lgs.101/2020, comportano, nella maggior parte dei casi, un rilascio verso l’ambiente esterno sia di effluenti liquidi che di effluenti aeriformi derivanti sia dalla normale conduzione dell’impianto nonché da possibili situazioni anomali ed incidentali. La valutazione preventiva dell’impatto ambientale dovuta all’immissione di radionuclidi nell’ambiente esterno, inteso sia come impatto sulle matrici ambientali sia come impatto sulla popolazione, in termini di dose efficace deve tenere conto di tutte le vie di esposizione. Il controllo del predetto impatto avviene, laddove previsto, anche attraverso la rete di sorveglianza ambientale, gestita dai diversi siti e preventivamente autorizzata da ISIN. Lo scopo di questa lavoro è illustrare come alcuni modelli di previsione, tra cui il “codice di calcolo” FRAMES-GENI, possano essere efficacemente utilizzati ai fini delle valutazioni preventive sia in caso di rilasci programmati sia in caso di rilasci incidentali. Infine, con particolare riferimento alla gestione delle emergenze il codice FRAMES-GENII, opportunamente modellizzato, costituisce uno strumento importante ai fini dell’aggiornamento delle grandezze del manuale CEVAD sia in caso di emergenze radiologiche che in caso di emergenze derivanti da incidenti nucleari.

INTRODUZIONE

Tutte le installazioni, sia impianti nucleari sia installazioni industriali nelle quali sono presenti sorgenti di radiazioni ionizzanti, devono essere preventivamente autorizzate all’esercizio e gestite ai sensi del Decreto Legislativo 101 del 2020. Il predetto decreto, che ha recepito la Direttiva Euratom 59/2013, ha consentito l’introduzione, il ridimensionamento e l’ampliamento di alcuni importanti concetti tra cui i vincoli di dose, la formula di scarico per gli effluenti liquidi ed aeriformi e i livelli di allontanamento per i materiali solidi.

Attualmente, in Italia il “programma di produzione di energia da fonte nucleare” è fermo e le 4 Centrali di potenza, alcuni reattori di ricerca e gli impianti del ciclo del combustibile sono in fase di “decommissioning” più o meno avanzato; per contro, si registra un incremento notevole nell’impiego di sorgenti di radiazioni ionizzanti, nello specifico radioisotopi e macchine radiogene, sia in campo medico che nella ricerca scientifica.

Sia nell’uno che nell’altro caso, il normale esercizio degli impianti comporta il “potenziale” rilascio nell’ambiente di effluenti liquidi ed aeriformi in accordo ad una specifica “formula di scarico” preventivamente autorizzata. La formula di scarico viene proposta in base ad una preventiva valutazione di impatto ambientale tenendo conto, tra l’altro, della ricettività del sito su cui insiste l’installazione dal punto di vista socio-economico, agro-alimentare, idro-geologico ed antropico.

A monitorare gli scarichi di effluenti radioattivi liquidi ed aeriformi nella biosfera è, laddove previsto dalla norma, il Programma di Sorveglianza Ambientale.

FORMULA DI SCARICO E SORVEGLIANZA AMBIENTALE NELLA NORMATIVA NAZIONALE.

Il concetto di formula di scarico viene introdotto esplicitamente nel Decreto Legislativo 101/2020 nell’articolo 50 relativo al Nulla Osta per le pratiche con sorgenti di radiazioni ionizzanti. Nello specifico il comma 7, lettera b), riferisce che il Nulla Osta per le pratiche di categoria A e B può contenere specifiche prescrizioni relative allo smaltimento nell’ambiente di effluenti liquidi ed aeriformi ai sensi dell’art. 54.

È, infatti, l’articolo 54 a dettare le regole per quanto attiene all’allontanamento di solidi, liquidi ed aeriformi dal regime autorizzativo evidenziando, che tutti i materiali contenenti sostanze radioattive provenienti da pratiche soggette a notifica e/o autorizzazione nonché provenienti da installazioni nucleari di cui al titolo IX del D.Lgs. 101 (art. 54 comma 10), possono essere allontanati se soddisfano i criteri di non rilevanza radiologica di cui all’allegato I (paragrafi 1 e 8) e se e solo se viene rilasciata l’autorizzazione all’allontanamento degli stessi.

Per quanto riguarda i criteri di non rilevanza radiologica delle pratiche di cui al punto 1 dell'allegato I, si evidenzia che il rilascio in ambiente di effluenti liquidi ed aeriformi può essere considerato privo di rilevanza radiologica se, in tutte le possibili situazioni realisticamente ipotizzabili, la dose efficace ad una qualsiasi persona del pubblico, e quindi conservativamente all'individuo rappresentativo della popolazione, sia pari o inferiore a 10 $\mu\text{Sv}/\text{anno}$.

Il rilascio programmato in ambiente di effluenti radioattivi è preventivamente autorizzato da soggetti differenti a seconda che si tratti di notifica o di autorizzazione; nel primo caso saranno le Regioni o le Province autonome mentre nel secondo caso sarà il MASE (Ministero dell'Ambiente e della Sicurezza Energetica) e cioè l'autorità che rilascia il provvedimento autorizzativo stesso nell'ambito del Nulla Osta o dell'autorizzazione all'Esercizio.

Poiché la formula di scarico è funzione delle condizioni di esercizio dell'impianto e della ricettività ambientale del sito, intesa come grado di accettabilità del corpo recettore tenendo conto delle vie di ritorno all'uomo attraverso la catena alimentare, ciò comporta che vengano fornite dal richiedente tutta una serie di informazioni tali da consentire una valutazione preventiva dell'impatto sull'ambiente esterno inteso come conseguenza sia sulle matrici ambientali sia sulla popolazione tenendo conto di tutte le possibili vie di esposizione. Le informazioni da fornire sono riportate nell'allegato IX per le pratiche soggette a notifica e nell'allegato XIV (paragrafi 3.4 e 3.6) per le pratiche soggette a Nulla Osta o ad autorizzazione all'Esercizio per gli impianti da Titolo IX.

Ad ISIN spetta il compito di esaminare le vie critiche di trasporto della radioattività nell'ambiente e da questo alla catena alimentare, acquisire dati di riferimento da utilizzare nel normale esercizio e per la gestione di situazioni anomale e/o incidentali e confermare, o eventualmente modificare, quanto previsto dai modelli di calcolo impiegati per le valutazioni delle concentrazioni in aria, in acqua e nelle principali matrici ambientali conseguenti a rilasci radioattivi sia in condizioni di esercizio normali che incidentali.

L'immissione di effluenti radioattivi liquidi ed aeriformi in ambiente e l'impatto che ne deriva, deve essere opportunamente quantificato sia ai fini dell'applicazione dell'art. 148 del D.Lgs. 101/2020, riferito alla limitazione delle dosi e delle esposizioni degli individui della popolazione, sia per consentire di realizzare e mantenere un livello ottimizzato di protezione dell'ambiente.

Gli effetti derivanti dall'immissione in ambiente di effluenti radioattivi, liquidi ed aeriformi, sono monitorati da appositi programmi di sorveglianza ambientale il cui obbligo viene sancito dalla normativa vigente in materia di protezione dalle radiazioni ionizzanti; nello specifico, gli artt. 97, 151 e 152 del D.Lgs. 101/2020 evidenziano obblighi e responsabilità dei titolari dei Nulla Osta o delle Autorizzazioni e degli Enti preposti al controllo, siano essi regionali (ARPA) o nazionali (ISIN).

MODALITA' DI DEFINIZIONE DELLA FORMULA DI SCARICO

La formula di scarico può essere definita seguendo un approccio che permetta di stabilire quale possa essere la massima attività di un dato radionuclide che può essere scaricata in ambiente, in un determinato intervallo di tempo, in modo da rispettare l'obiettivo di dose fissato dalla norma per l'individuo rappresentativo della popolazione (10 $\mu\text{Sv}/\text{anno}$).

In conformità a tale approccio la F.d.S. può essere espressa, in una delle formulazioni generali, nel modo seguente:

$$\sum_{i=1}^n \frac{A_i}{L_i} < 1 \text{ (per anno solare)}$$

dove

A_i = attività (Bq) dell' i -esimo radionuclide presente nella miscela scaricata in ambiente;

L_i = limite (Bq) della quantità di radioattività per uno scarico privo di rilevanza radiologica relativo al radionuclide i -esimo per scarichi liquidi e/o aeriformi;

n = numero di radionuclidi della miscela scaricabile in ambiente.

Non è superfluo definire dei limiti periodici in modo da monitorare l'andamento degli scarichi in determinati intervalli temporali, ed eventualmente intervenire se dovessero essere superati. L'approccio metodologico seguito per la definizione delle formule di scarico è differente a seconda che si tratti di una installazione nella quale si impiegano sorgenti di radiazioni ionizzanti, intese come radionuclidi in forma di sorgenti sigillate e non sigillate, e macchine radiogene per scopi terapeutici, diagnostici e ricerca in campo medico ed industriale, o che si tratti di un Impianto Nucleare che ricade

nell'applicazione del Titolo IX. Nel primo caso, data la tipologia dei radionuclidi utilizzati e l'attività potenzialmente rilasciabile, è preferibile utilizzare semplici tecniche di screening impiegate per dimostrare la "compliance" con gli standard ambientali o con altri livelli di riferimento imposti dalla normativa nazionale a seguito del rilascio di radionuclidi in atmosfera e nelle acque superficiali e sotterranee. Nel secondo caso, pur potendo ancora utilizzare i predetti modelli di screening con livello di dettaglio e modellizzazione più sofisticati (per esempio livello di screening 3 dell'NCRP 123), è preferibile utilizzare dei modelli di previsione nei quali i parametri inseriti siano "sito specifici" derivanti cioè da una modellizzazione più puntuale dell'ambiente circostante il punto di emissione e che tengano conto delle modalità di rilascio e delle condizioni meteorologiche reali della zona dove è ubicato il sito stesso.

VALUTAZIONE DELLA FORMULA DI SCARICO CON IL CODICE DI CALCOLO FRAMES-GENII

Il codice FRAMES, che è l'acronimo di Framework for Risk Analysis in Multimedia Environmental System, nasce dall'esigenza dell'US Environmental Protection Agency di rispondere alle direttive sulla protezione ambientale emanate dal Department of Energy.

Sulla base di questa necessità l'EPA ha sviluppato e supportato un programma per la valutazione del rischio radiologico che, da una parte, integra i differenti modelli a supporto delle attività di regolamentazione del DOE tramite un metodo scientifico e, dall'altra, implementa lo stesso metodo per utilizzarlo come strumento di valutazione, analisi e regolamentazione.

In realtà il software utilizzato come modello di previsione, non è un codice di calcolo, nel senso tradizionale del termine, ma è un framework cioè un software di supporto e raccordo per differenti tipologie e modelli di simulazione; il sistema consente la valutazione dell'impatto ambientale e della dose alla popolazione dovuta alla dispersione di contaminanti, sia chimici che radioattivi, nei diversi compartimenti ambientali.

Il FRAMES, infatti, è l'interfaccia grafica del codice di calcolo GENII 2.0 il cui approccio è di tipo stocastico e implementa la metodologia di calcolo Sensitivity Uncertainty Multimedia Modelling Module. Il software consente di valutare l'impatto sui differenti individui rappresentativi della popolazione sia per rilasci programmati che per rilasci impulsivi.

Gli ambienti di dispersione considerati dal codice sono l'atmosfera, le acque superficiali e le acque profonde. Le vie di esposizione diretta sono l'acqua, il suolo, l'aria, l'inalazione e l'ingestione; inoltre per il trizio viene sempre considerato un modello di assorbimento attraverso la pelle.

Sono possibili 4 modelli atmosferici indipendenti, un modello per le acque superficiali e 3 modelli di accumulo ambientali indipendenti, un modulo di esposizione e uno di valutazione della dose e del rischio.

Il software racchiude diversi algoritmi di calcolo riguardanti i rilasci liquidi ed aeriformi, che includono ed esplicitano modelli di diffusione, trasporto, deposito, riduzione e decadimento dei radionuclidi nella biosfera.

Per i rilasci aeriformi il framework utilizza la soluzione gaussiana dell'equazione di diffusione, che prevede 2 modelli per i quali è possibile effettuare le valutazioni:

- condizioni di esercizio normali dell'impianto (rilasci continui/cronici): pennacchio gaussiano
- condizioni dell'impianto anomali/incidentali (rilasci impulsivi/acuti): soffio lagrangiano.

RILASCI AERIFORMI

1. Pennacchio Gaussiano

La concentrazione d'inquinante deducibile con il modello del pennacchio gaussiano è data dalla seguente equazione:

$$C_{Ai(x,y,z,h)} = \frac{Q_i}{2 \cdot \pi \cdot U(h_s) \cdot \sigma_y \cdot \sigma_z} \cdot e^{-\frac{1}{2} \left(\frac{y}{\sigma_y} \right)^2} \cdot G(z)$$

dove:

$C_{A,i}$ = concentrazione ad una distanza sottovento x , trasversale y e altezza z , in un pennacchio con altezza effettiva h_s ,

Q_i = portata di emissione del radionuclide i .

$U(h_s)$ = velocità media del vento alla quota di emissione.

σ_y, σ_z = deviazione standard della distribuzione verticale e orizzontale della concentrazione (coefficiente di diffusione, funzione di x)

$G(z)$ = fattore verticale di dispersione

2. Soffio Lagrangiano

Nei modelli lagrangiani del soffio il calcolo delle concentrazioni avviene in due fasi:

- la prima riguarda il calcolo della concentrazione del soffio a partire dal suo centro;
- la seconda è il calcolo delle concentrazioni ad un punto fisso nel dominio del modello.

La concentrazione per tale modello è:

$$C_{Ai(r, z, t)} = \frac{Q_i(t_0, t)}{(2 \cdot \pi)^{\frac{3}{2}} \cdot \sigma_r^2 \cdot \sigma_z} \cdot e^{-\frac{1}{2} \left(\frac{r}{\sigma_r} \right)^2} \cdot G(z)$$

dove:

- $C_{A,i}$ = concentrazione ad una distanza r dal centro del soffio ed ad una altezza z dalla superficie del suolo ed al tempo t .
- $Q_i(t_0, t)$ = attività del radionuclide i liberato al tempo t_0 e corretto al tempo t per la diminuzione e il decadimento.
- σ_r = coefficiente di diffusione radiale
- $G(z)$ = fattore verticale di dispersione (uguale a quello visto nel modello del pennacchio gaussiano)

Altri parametri che influenzano le concentrazioni in atmosfera sono:

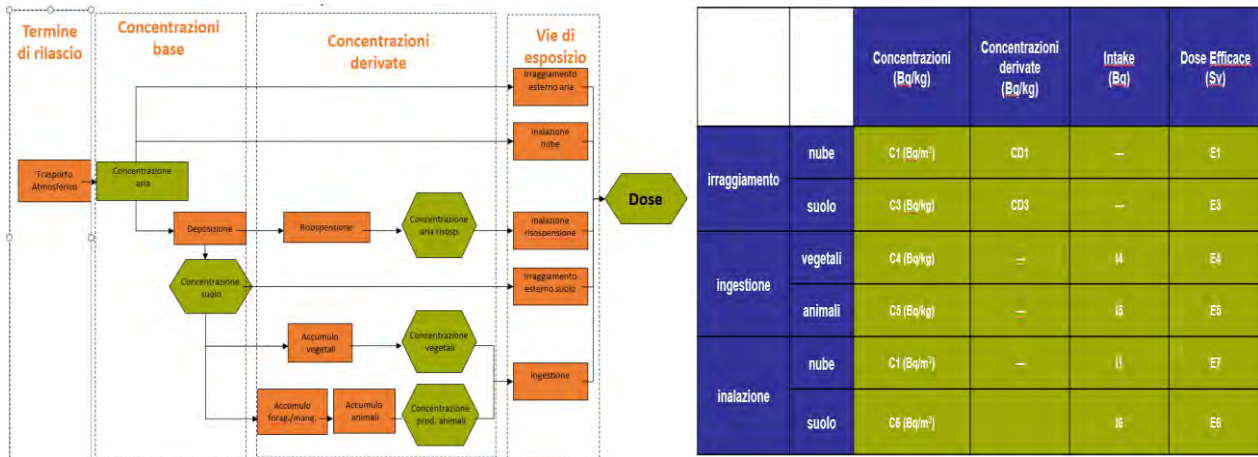
- altezza efficace del rilascio: definita attraverso l'altezza reale del rilascio con le correzioni opportune per la risalita della nube e l'effetto del dilavamento;
- profilo del vento: per dedurre la sua velocità alla quota di interesse si utilizza il modello diabatico del profilo del vento, che rappresenta l'effetto della rugosità della superficie del suolo e la variazione della velocità del vento con l'altezza dovuta alla stabilità atmosferica;
- coefficiente di diffusione: nei modelli gaussiani questi modelli sono scarti quadratici medi delle distribuzioni delle concentrazioni, secondo schemi basati sulla categoria di stabilità atmosferica e la distanza dalla fonte di emissione, quali:
 - a) Condizioni di campo aperto (Briggs Open-Country Conditions)
 - b) Condizioni urbane (Briggs Urban Conditions)
 - c) Pasquill-Gifford Sorgente in un Complesso Industriale (ISC3)
 - d) Pasquill-Gifford Commissione per la regolamentazione nucleare (NRC)
 - e) Statistica turbolenta

3. Scenario di rilascio e vie di esposizione scarichi aeriformi

Le Figure 1 e 2 rappresentano, rispettivamente, lo schema di valutazione utilizzato dal modello di previsione a partire dal termine sorgente e fino al calcolo della dose efficace all'individuo rappresentativo e le concentrazioni primarie e derivate che è necessario valutare ai fini della determinazione della dose stessa.

Figura 1: schema a blocchi per scarichi aeriformi

Figura 2: vie di esposizione e concentrazioni



RILASCI LIQUIDI

Per quanto riguarda i rilasci di effluenti liquidi nel corpo recettore, i modelli di dispersione in corsi d'acqua superficiale consentono di determinare le concentrazioni dovute a rilasci continui, impulsivi ed accidentali. Per la modellazione dei rilasci di radionuclidi nei fiumi o nei laghi, il software determina le concentrazioni ipotizzando profondità costante, velocità costante lungo la costa, alveo diritto, coefficiente di dispersione laterale costante e larghezza del fiume costante.

Il punto di rilascio presunto è quello vicino alla sponda del fiume, mentre il punto in cui viene calcolata la concentrazione si trova ad una distanza longitudinale x ed una trasversale y.

Quindi, la concentrazione nell'acqua dei fiumi ad una posizione sotto corrente (x,y) è data dall'equazione:

$$C_{w,i} = \frac{Q_b \cdot C_{0,i}}{u \cdot d \cdot B} \left\{ 1 + 2 \cdot \sum_{n=1}^{\infty} \left[e^{-\left(\frac{u \cdot \pi}{u \cdot d \cdot B}\right)^2 E_y \cdot u \cdot d^2 \cdot x} \right] \cos\left(\frac{n \cdot \pi \cdot y}{B}\right) \right\}$$

dove:

$C_{w,i}$ = concentrazione nell'acqua di fiume del radionuclide i-esimo ad una posizione w sotto corrente dopo il rilascio continuo per un dato periodo di tempo

B = larghezza del fiume

$C_{0,i}$ = concentrazione iniziale del radionuclide i-esimo al momento dello scarico nel fiume

d = profondità del fiume

E_y = coefficiente di dispersione laterale turbolenta

Q_b = portata dello scarico nel corpo del fiume

u = velocità media del flusso

x = distanza longitudinale (sotto corrente) della posizione di interesse

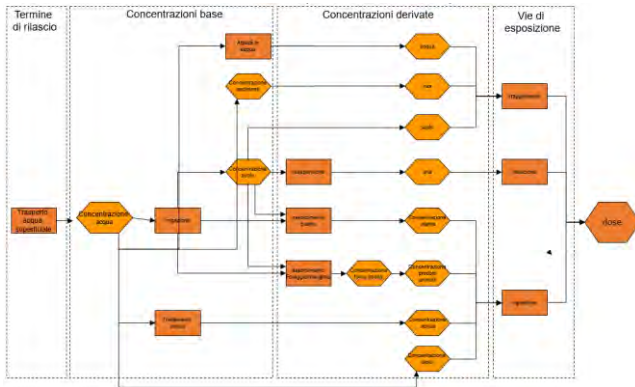
y = distanza trasversale (sotto corrente) della posizione di interesse

1. Scenario di rilascio e vie di esposizione scarichi aeriformi

Anche per i liquidi le Figure 3 e 4 rappresentano rispettivamente lo schema di valutazione utilizzato dal modello di previsione a partire dal termine sorgente e fino al calcolo della dose efficace all'individuo rappresentativo e le concentrazioni primarie e derivate che è necessario valutare ai fini della determinazione della dose menzionata.

Figura 3: schema a blocchi per scarichi liquidi

Figura 4: vie di esposizione e concentrazioni



		Concentrazioni	Concentrazioni derivate	Intake	Dose Efficace
irraggiamento	barca	C1	CD1B	—	E1B
	nuoto	C1	CD1N	—	E1N
	riva	C3	CD3	—	E3
	suolo	C2	CD2	—	E2ex
ingestione	pesce	C4	—	I4	E4
	vegetali	C5	—	I5	E5
	animali	C6	—	I6	E6
	acqua	C7	—	I7	E7
	suolo	C2	—	I2	E2in
	inalazione	suolo	C8	—	I8

2. Modellizzazione

Il codice GENII2.0 è organizzato secondo una sequenza di moduli di calcolo e ciascun modulo riporta o calcola i dati di input per il modulo successivo. Come sopra descritto, la sequenza di questi moduli definisce lo scenario di rilascio che va dal termine di sorgente al calcolo della dose.

Nella definizione di un rilascio aeriforme e liquido i moduli che costituiscono lo scenario sono i riportati nelle Figure 5 e 6 per aeriformi e liquidi rispettivamente:

Figura 5: moduli del codice per emissione "aeriforme"

- ✓ [Constituent](#)
- ✓ [Source](#)
- ✓ [Air Module](#)
- ✓ [Exposure Pathways](#)
- ✓ [Receptor Intakes](#)
- ✓ [Health Impact](#)

Figura 6: moduli del codice per emissione "liquidi"

- ✓ [Constituent](#)
- ✓ [Source](#)
- ✓ [Surface Water Module](#)
- ✓ [Exposure Pathways](#)
- ✓ [Receptor Intakes](#)
- ✓ [Health Impact](#)

ESEMPIO DI DETERMINAZIONE DELLA FORMULA DI SCARICO

1. F.d.S. per rilasci aeriformi

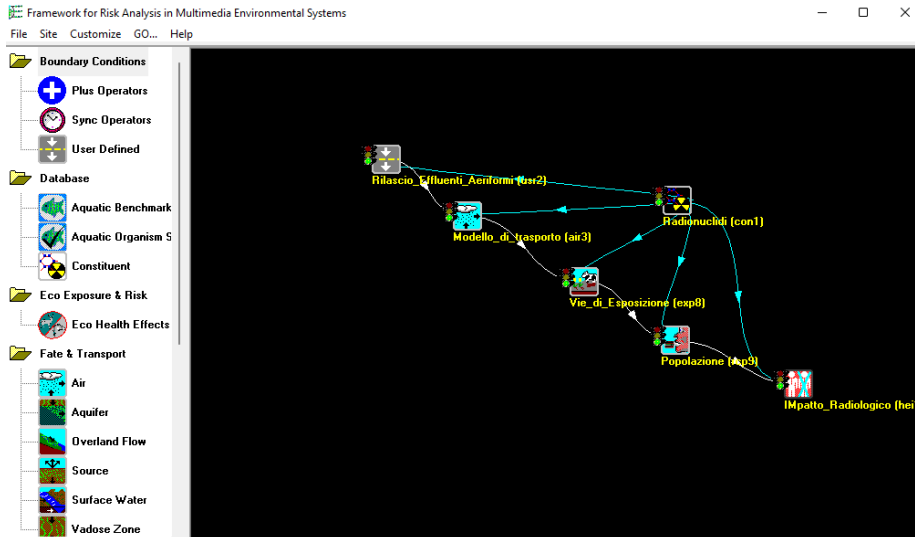
La simulazione viene effettuata per un sito nel cui interno coesistono diverse tipologie di installazioni dalle quali vengono immessi in ambiente sia effluenti liquidi che aeriformi contenenti differenti radionuclidi.

I valori di riferimento per la definizione della formula di scarico sono valutati inizialmente per l'installazione le cui emissioni costituiscono la parte maggiormente impattante per tipologia di radioisotopi e per attività scaricata; da questi valori iniziali sono successivamente ricavati dei "fattori di equivalenza" per tutte le altre installazioni che ne consentono la correlazione con l'installazione principale. Da questa correlazione si definisce, infine, la "Formula di scarico di sito" che tiene conto di tutti i punti di scarico dello stesso.

Lo scenario di rilascio è stato definito, sia per gli effluenti aeriformi sia per i liquidi, tramite la sequenza dei moduli di seguito elencati e rappresentati nella Figura 7 e comprende:

- Radionuclidi: nel primo modulo si selezionano dal database i radionuclidi che fanno parte dell'inventario di rilascio;
- Rilascio: in tale modulo è possibile inserire l'attività rilasciata per i radionuclidi selezionati e modellizzare la sorgente di rilascio;
- Modello di Trasporto: in tale modulo si modellizza il trasporto e la diffusione degli effluenti radioattivi sia aeriformi sia liquidi;
- Vie di Esposizione: nel presente modulo si selezionano le vie di esposizione;
- Popolazione: in tale modulo si definiscono le abitudini di vita e alimentari per gli individui rappresentativi della popolazione;
- Impatto Radiologico: nel presente modulo si scelgono i coefficienti di dose e i tipi di assorbimento polmonare ai fini del calcolo di dose per i diversi individui rappresentativi della popolazione.

Figura 7: Scenario di rilascio per gli aeriformi



La modellizzazione specifica prevede la compilazione dei predetti moduli con informazioni il più possibile caratterizzanti il sito e lasciando, laddove possibile, i valori di default del codice stesso.

Per gli effluenti aeriformi sono stati identificati i seguenti radionuclidi rappresentativi riferendoli al normale esercizio e/o alle operazioni di disattivazione:

H-3, Co-60, Sr-90, Cs-137, U-235, U-238, Pu-239, Am-241, Ni-59, Ni-63, Fe-55, Kr-85.

È stato previsto uno scenario specifico per ogni installazione e le sorgenti sono state modellizzate ipotizzando un rilascio da sorgente puntiforme da diverse altezze (80m, 40m e al suolo) e con altri parametri che definiscono area e velocità di uscita dei fumi come rappresentato in Tabella 1:

Tabella 1: parametri caratterizzazione fumi

Area uscita camino (m ²)	Velocità uscita fumi (m/s)
5,47	7,1
3,1	5

Al fine di trascurare conservativamente l'effetto «plume rise» sono stati inseriti valori uguali di temperatura dei fumi e di temperatura ambiente; per ogni nuclide scaricabile è stato considerato un rilascio pari a 1 Bq/anno (Figura 8) in modo da poter valutare l'impatto radiologico normalizzato alle diverse distanze dal punto di rilascio a partire da 250 m e fino a 6 Km (Figura 9) ed è stato utilizzato un modello di diffusione «plume» di tipo cronico che assume per la dispersione del materiale contaminante di tipo gaussiano caratterizzato da deviazioni standard σ_y e σ_z valutate con le relazioni di Pasquill-Gifford (Figura 10). Il file meteo, infine, è stato impostato secondo 8760 righe contenenti varie informazioni "site specific". Per quanto riguarda il modulo "Vie di esposizione" sono state considerate tutte le "Patways" previste dal codice per gli effluenti aeriformi (Figura 11). La popolazione è stata suddivisa in 3 gruppi rappresentativi: Lattanti (≤ 1 anno), Bambini (7-12 anni) e Adulti (17-70 anni) (Figura 12) e per ciascuno di essi sono stati inseriti i consumi alimentari prevedendo, conservativamente, che tutto ciò che viene consumato deriva dal territorio su cui impattano gli scarichi dell'installazione e venga anche irrigato con acqua del corpo recettore per gli scarichi liquidi.

Figura 8: parametri di scarico



Figura 9: modellizzazione intorno al sito

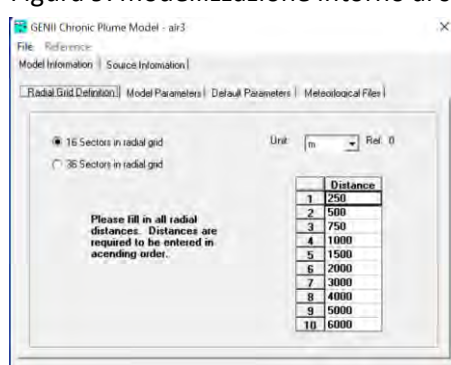


Figura 10: modello di diffusione

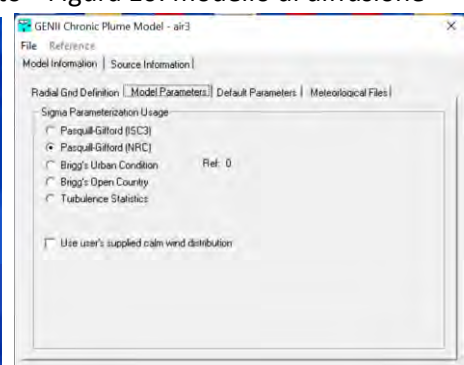
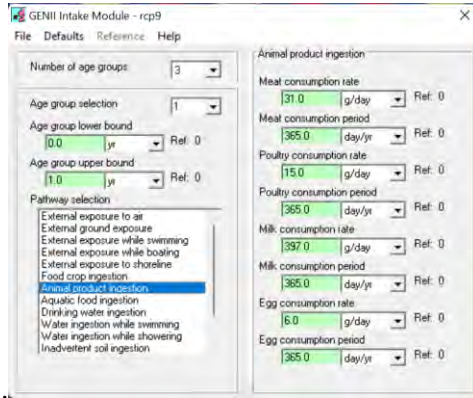


Figura 11: Vie di esposizione

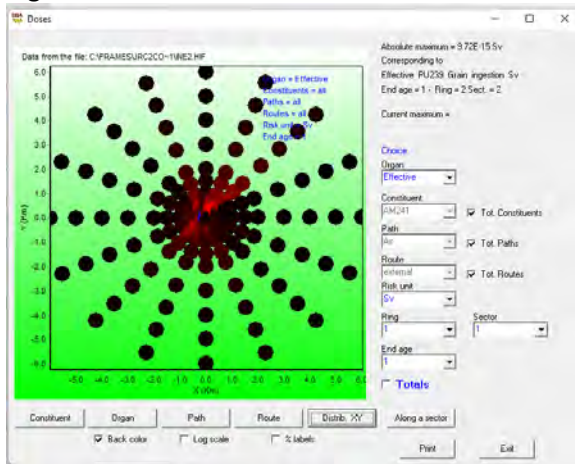
Fig. 12: Consumi specifici



Le Figure 13, 14, 15, 16 e 17 che rappresentano i risultati delle valutazioni, evidenziano graficamente le zone intorno al punto di scarico su cui impatta maggiormente l'impianto, i radioisotopi maggiormente significativi ai fini della determinazione dei fattori di equivalenza, nonché le vie di esposizione più significative ai fini del calcolo della dose efficace.

Figura 13: distribuzione Dose efficace

Fig 14: Andamento Dose-distanza dl punto di emissione



...Figura 15: impatto radioisotopi

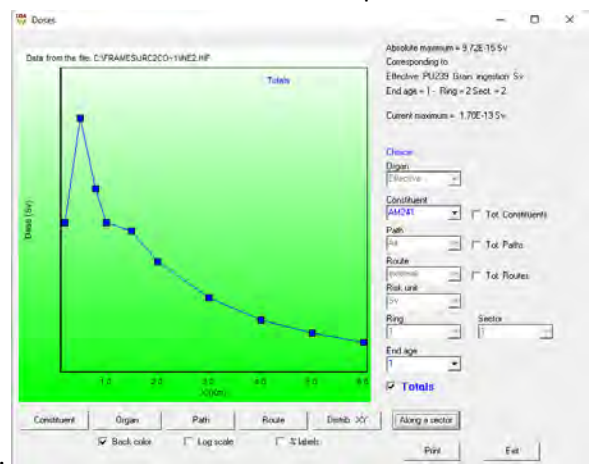
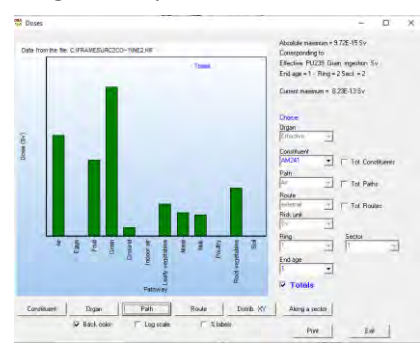
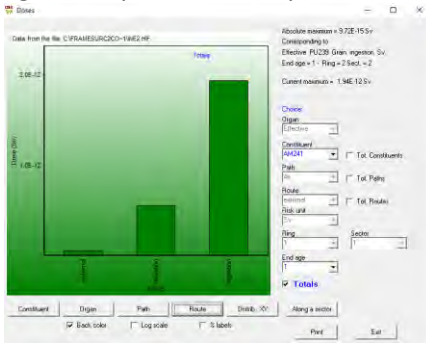
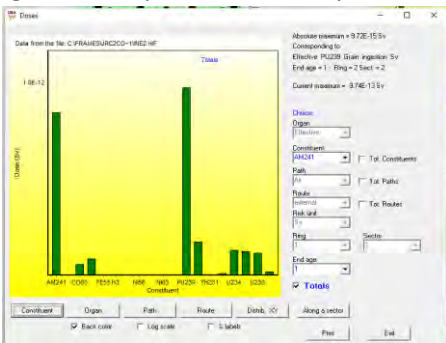


Fig 16: Impatto vie di esposizione

Fig. 17: impatto matrici su dose



In definitiva, dalla modellizzazione del codice si ottiene il valore di L_i necessario ai fini della determinazione della Formula di scarico di sito (Tabella 2):

Tabella 2: Attività massima scaricabile per ogni radionuclide

Radionuclide	L_i , equivalenti [Bq]
Am-241	5.49E+08
Co-60	1.03E+10
Cs-137	8.55E+09
H-3	8.65E+14
Ni-59	3.24E+11
Ni-63	1.33E+11
Pu-239	4.90E+08
Sr-90	2.24E+09
U-235	4.45E+09
U-238	4.43E+09
Fe-55	9.71E+10
Kr-85	1.11E+17
Altri alfa emettitori	4.90E+08
Altri beta-gamma emettitori	2.24E+09

Per tener conto degli altri punti di emissione il codice è stato modellizzato con i parametri di rilascio specifici anche relativi alle altezze di emissione (40 m e rilascio al suolo 0 m).

Come per l'installazione 1 sono stati calcolati i valori di dose al punto di massima ricaduta per unità di rilascio e, per ogni radionuclide, sono stati calcolati i rapporti:

- $f_{1,i} = \text{Dose}_{p,i} / D_{1,i}$
- $f_{2,i} = \text{Dose}_{p,i} / D_{2,i}$

dove $\text{Dose}_{p,i}$ è la dose da attività unitaria relativa all'installazione principale e $D_{1,i}$ e $D_{2,i}$ sono le dose da attività unitarie per le installazioni 1 e 2 rispettivamente.

Questo è stato fatto per tutti e 3 gli individui rappresentativi ed è stato scelto il coefficiente più piccolo tra i 3 per essere conservativi ottenendo quanto riportato in Tabella 3:

Tabella 3: Fattori moltiplicativi per le altre unità

Radionuclide	$f_{1,i}$	$f_{2,i}$ - Altre installazioni
Am-241	0.3	0.004
Co-60	0.4	0.024
Cs-137	0.4	0.024
H-3	0.1	0.002
Ni-59	0.4	0.023
Ni-63	0.4	0.022
Pu-239	0.3	0.004
Sr-90	0.4	0.023
U-235	0.3	0.007
U-238	0.3	0.007
Fe-55	0.4	0.024
Kr-85	0.1	0.001
Altri alfa emettitori	0.3	0.004
Altri beta-gamma emettitori	0.4	0.022

La formula di scarico per gli aeriformi è stata elaborata sommando i contributi dovuti all'emissione di tutte e 3 le installazioni ed è, in definitiva, rappresentata dalla seguente espressione:

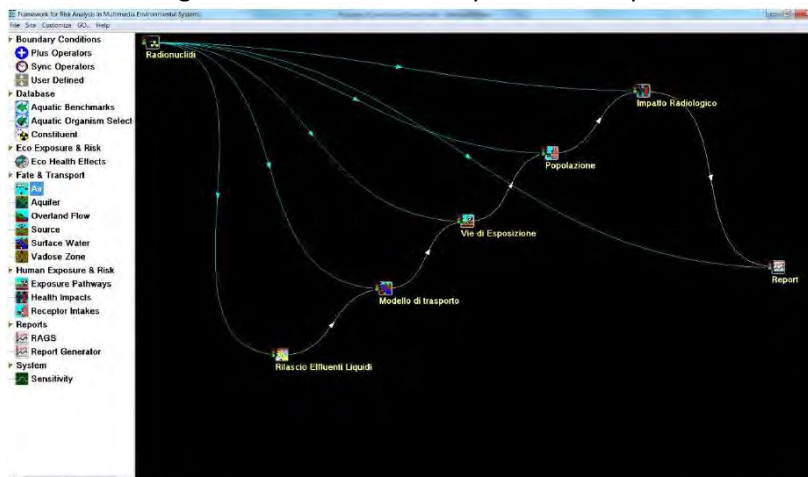
$$\sum_{i=1}^n \frac{A_{i,p}}{L_{i,aer}} + \frac{A_{i,1}}{f_{1,i} L_{i,aer}} + \frac{A_{i,2}}{f_{2,i} L_{i,aer}} < 1 \text{ (per anno solare)}$$

dove i valori di $L_{i,aer}$, $f_{1,i}$ e $f_{2,i}$ sono riportati rispettivamente nelle Tabelle 2. e 3 e dove i contributi per gli altri alfa emettitori e per altri beta emettitori sono conservativamente relativi al Pu-239 e al Co-60.

2. F.d.S. per rilasci liquidi

Anche per i rilasci liquidi la modellizzazione specifica prevede la compilazione dei seguenti moduli con informazioni il più possibile caratterizzanti il sito e lasciando, laddove possibile, i valori di default del codice stesso.

Figura18: modellizzazione per i rilasci liquidi



Come per gli aeriformi, è stato considerato lo scarico di 1 Bq/anno per ogni radionuclide scaricato ma in questo caso il punto di rilascio è unico. Il corpo recettore è un ruscello che poi confluisce al fiume avente le seguenti caratteristiche: (Fig 19) larghezza 2,5 m, profondità media 0,5 m, velocità della corrente 0,11 m, portata annua 4361000 m³/anno e distanza di un individuo dal punto di scarico 1500 m.

Nell'Intake Module di Fig. 20 sono considerate anche le vie di esposizione tipiche dell'ingestione di prodotti di acqua dolce nonché i contributi di irraggiamento ed ingestione derivanti dalle attività tipiche svolte in corsi d'acqua; anche in questo caso sono previsti 3 individui rappresentativi della popolazione e per la valutazione della dose non viene considerato il contributo da inalazione ma solo quello da ingestione (Fig. 21); tuttavia

è necessario inserire comunque i valori di assorbimento polmonare come previsto dalla normativa attuale e riportati in ICRP 119 ai fini della valutazione della dose efficace (Fig. 22).

Così come fatto per gli aeriformi, anche per i liquidi sono stati ricavati i valori di attività che determinano una dose efficace pari a 10 µSv/anno per i 3 individui rappresentativi. Tra questi sono stati scelti i valori maggiormente conservativi e tali valori rappresentano i valori di L_i per gli effluenti liquidi.

Fig. 19: Parametri corpo recettore

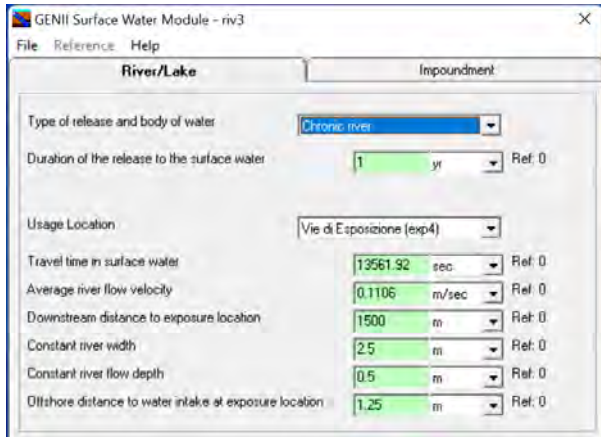


Fig. 20: Vie di Esposizione



Fig. 21: Consumi specifici

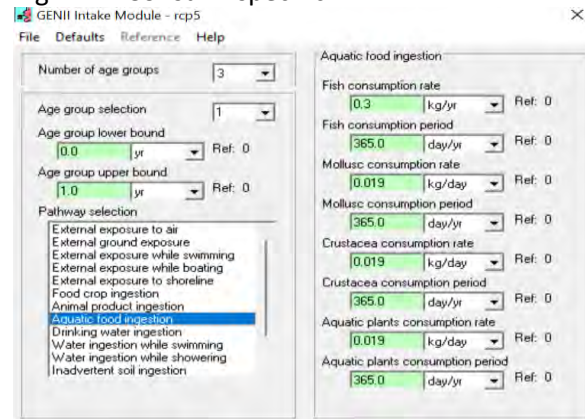
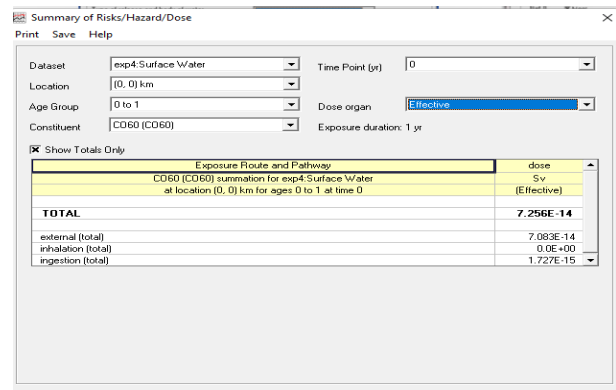


Fig. 22: Dose efficace totale



Agli “Altri alfa emettitori” e “Altri beta emettitori” sono stati associati, come per gli aeriformi, rispettivamente Pu-239 e Co-60, radiologicamente più significativi.

I valori di $L_{i,liq}$ ricavati dalla modellizzazione del codice sono riportati in Tabella 4

Tabella 4: Attività massima scaricabile per ogni radionuclide

Radionuclide	$L_{i, Liquid}$ (Bq)
Am-241	2.48E+08
Co-60	1.38E+08
Cs-137	4.07E+08
H-3	1.54E+13
Ni-59	3.29E+11
Ni-63	1.35E+11
Pu-239	2.25E+08
Sr-90	1.22E+09
Fe-55	5.26E+10
Altri alfa emettitori	2.25E+08
Altri beta-gamma emettitori	1.38E+08

Pertanto, la formula di scarico totale di sito associata all'emissione di liquidi e di aeriformi, è la seguente:

$$\sum_{i=1}^n \left(\frac{A_{i,p}}{L_{i,aer}} + \frac{A_{i,1}}{f_{1,i} L_{i,aer}} + \frac{A_{i,2}}{f_{2,i} L_{i,aer}} + \frac{A_{i,liq}}{L_{i,liq}} \right) < \begin{cases} 1 & \text{in un anno solare} \\ 0,25 & \text{in 13 settimane} \\ 0,05 & \text{in 24 ore consecutive} \end{cases}$$

Dove i valori di $L_{i,aer}$, $f_{1,i}$, $f_{2,i}$ ed $L_{i,liq}$ sono quelli riportati nelle Tabelle 2, 3 e 4 rispettivamente.

BIBLIOGRAFIA

1. D. Lgs. n. 101/20 - GENII Version 2.10 - B. A. Napier. User's Guide. 2010
2. FRAMES - Framework for Risk Analysis in Multimedia Environmental Systems – U.S. EPA.
3. ICRP 119 – Compendium of dose coefficients based on ICRP 60
4. NE.91.1027.A.001 rev.O “Proposta di modifica della formula di scarico dell’Impianto Nucleare ESSOR”,

Il progetto MANDRA “Molecole Attive Nella Difesa RAdiologica e nucleare”

F. d'Errico¹, F. Barco¹, T. Butini², F. Caradonna², A. Chierici¹, M. Ciccotti³, C. Gabellini¹, C. Gheraldini⁴, L. Giovannelli⁴, A. Malizia⁵, M. Marrale², N. Mulinacci⁴, G. Picchioni³, R. Quaranta⁵, C. Russo⁵, R. Scarpitta¹

¹ Università di Pisa; ² Università degli Studi di Palermo; ³ Stabilimento Chimico Farmaceutico Militare, Firenze; ⁴ Università degli Studi di Firenze; ⁵ Università degli Studi di Roma Tor Vergata

francesco.derrico@unipi.it

Abstract

Il progetto MANDRA mira a sviluppare integratori profilattici per ridurre i danni da radiazioni sulla popolazione civile e militare. La selezione delle molecole o estratti botanici si baserà su: dati di letteratura sull'azione radioprotettiva di molecole naturali/estratti vegetali; selezione di molecole efficaci come antiossidanti e chelanti di metalli, in particolare fenoli; verifica della stabilità chimica post-irraggiamento; e valutazione di pareri EFSA sulle dosi massime delle molecole per test in vivo. Gli estratti saranno prodotti da materie prime vegetali o acquisiti commercialmente, privilegiando ingredienti di uso consolidato nel settore degli integratori alimentari. Gli studi in vivo su cavie inizieranno con la somministrazione degli estratti per verificare che, in assenza di radiazioni, non inducano effetti indesiderati associati a dosaggi elevati, mediante test comportamentali come Irwin test, Rota rod test e Open field test. La citotossicità degli estratti verrà valutata attraverso curve concentrazione-risposta, da cui saranno estrapolate le concentrazioni non tossiche da utilizzare nelle analisi successive. Sarà analizzato l'assorbimento degli integratori nelle cellule ematiche e negli embrioni di *zebrafish*, valutando inoltre eventuali fenotipi di tossicità come alterazioni dello sviluppo e difetti sulla locomozione. Verranno utilizzate le *facility* di irraggiamento disponibili, comprendenti sorgenti radioattive di neutroni, raggi gamma, particelle alfa e beta, e acceleratori lineari per la produzione di elettroni e raggi X ad alta energia. L'analisi degli effetti radioprotettivi valuterà il danno prodotto dalle radiazioni ionizzanti su embrioni di *zebrafish*, su cui sono stati già condotti esperimenti preliminari, e la sua eventuale riduzione mediante pre-trattamento con gli estratti, esaminando danni genetici (come aberrazioni cromosomiche, anomalie nucleari), morfologici o funzionali. Saranno inoltre utilizzate cellule mononucleate di sangue periferico umano ottenute da volontari sani e mantenute in coltura. Il danno al DNA, valutato con il test della cometa, sarà analizzato per determinare l'efficacia degli estratti nel ridurre il danno indotto dalle radiazioni.

Interazioni tra giustificazione e ottimizzazione, basic safety principles e sviluppo sostenibile dell'agenda 2030

Roberto Falcone¹, Luca Pizzingrilli²

¹SOGIN Casaccia, via Anguillarese 301, 00123 Roma- S.M Galeria (RM)

²SOGIN Sede Centrale, Via Marsala 51/c – 00185 Roma (RM)

¹Affiliazione dell'autore e indirizzo complete, dimensione 10 punti, centrato, italico

²Affiliazione dell'autore e indirizzo complete, dimensione 10 punti, centrato, italico

falcone@sogin.it

Riassunto

L'Agenda ONU 2030 per lo Sviluppo Sostenibile è un programma d'azione per le persone, il pianeta e la prosperità sottoscritto nel settembre 2015 dai governi dei 193 Paesi membri dell'ONU. Comprende 17 Obiettivi da conseguire per il 2030, in tre principali domini, Sostenibilità Economica, Sociale e Ambientale, in un'ottica di equilibrio e di equità per il benessere e le aspirazioni delle popolazioni e delle future generazioni. Alcuni dei principi di base della sicurezza nucleare enunciati dall'IAEA già si muovono verso la sostenibilità attuale e futura. Nella radioprotezione, i principi di giustificazione ed ottimizzazione ispirano la continua verifica della utilità per la comunità delle pratiche radiologiche e delle possibili conseguenze rispetto alla salute e all'ambiente, tenuto conto degli aspetti sociali ed economici. Ma la sostenibilità è un equilibrio tra istanze diverse da cercare e condividere. I principi della radioprotezione e della sicurezza nucleare, pur di per sé giusti e non disapplicabili, possono supportare la sostenibilità ma anche entrare in conflitto con alcuni tra i suoi obiettivi, necessità ed aspirazioni.

Il lavoro riporta considerazioni e problematiche di ordine generale o pratico relative a queste tematiche, riportate in letteratura e in convegni internazionali di questi ultimi anni. L'impressione è che sia abbastanza sentita la comune esigenza di un lavoro di confronto tra i diversi aspetti e bisogni in campi differenti che coinvolga le diverse competenze e sensibilità, scientifiche, tecniche, economiche e sociali. L'auspicabile approccio olistico sarebbe facilitato dalla espansione dell'attenzione e della competenza degli attori, gli uni verso gli altri, dallo sviluppo di contatti e linguaggi trasversali ed eventualmente dall'uso di strumenti, alcuni già esistenti, che permettano il confronto tra grandezze diverse, fisiche, sanitarie, economiche e sociali.

INTRODUZIONE

L'Agenda 2030 per lo Sviluppo Sostenibile è un programma d'azione globale adottato dalle Nazioni Unite nel settembre 2015 (ONU 2015).

L'idea di uno sviluppo sostenibile ha radici profonde, risalenti agli anni '60 e '70, quando i primi movimenti ecologisti iniziarono a sensibilizzare l'opinione pubblica sull'importanza della tutela ambientale. Un momento cruciale fu la pubblicazione del "Rapporto sui limiti dello sviluppo" nel 1972 (D. Meadows 1972), che evidenziava la necessità di rivedere i modelli di sviluppo globali.

Nel 1983, le Nazioni Unite istituirono la Commissione Mondiale per l'Ambiente e lo Sviluppo, che nel 1987 pubblicò il "Rapporto Brundtland" (ONU 1987), definendo lo sviluppo sostenibile come "uno sviluppo che soddisfa i bisogni del presente senza compromettere la capacità delle future generazioni di soddisfare i propri bisogni". Questo concetto fu ulteriormente sviluppato durante il Summit della Terra di Rio de Janeiro nel 1992, dove venne adottato il Programma 21, un piano d'azione globale per lo sviluppo sostenibile (ONU 1993).

Le motivazioni che hanno portato alla nascita dell'Agenda 2030 sono molteplici e complesse. Tra queste, la crescente consapevolezza dei limiti delle risorse naturali, l'aumento delle disuguaglianze sociali ed economiche, e la necessità di affrontare il cambiamento climatico. Gli Obiettivi di Sviluppo del Millennio (MDGs), adottati nel 2000 (ONU 2000), rappresentarono un primo tentativo di affrontare queste sfide, ma si rivelarono insufficienti per risolvere problemi globali complessi.

L'Agenda 2030 è strutturata attorno a 17 Obiettivi di Sviluppo Sostenibile - Sustainable Development Goals (SDGs) - e 169 traguardi specifici. Questi obiettivi coprono una vasta gamma di tematiche, quali: la lotta alla povertà, l'eliminazione della fame, la promozione della salute e del benessere, l'istruzione di qualità, l'uguaglianza di genere, l'accesso all'acqua

pulita e ai servizi igienico-sanitari, l'energia pulita e accessibile, il lavoro dignitoso e la crescita economica, l'innovazione e le infrastrutture, la riduzione delle disuguaglianze, le città sostenibili, il consumo e la produzione responsabili, l'azione per il clima, la vita sott'acqua e sulla terra, la pace, la giustizia e le istituzioni solide, e le partnership per gli obiettivi (vedasi elenco degli obiettivi in ONU 2015).

Gli SDGs sono stati concepiti per essere universali, applicabili a tutti i Paesi, indipendentemente dal loro livello di sviluppo. Ogni obiettivo è accompagnato da traguardi specifici che forniscono una guida dettagliata su come raggiungere gli obiettivi entro il 2030. Come citato nel preambolo della determinazione ONU (ONU 2015), l'attenzione verso il benessere delle generazioni presenti e future è alla base dello sviluppo sostenibile; tanto basilare da non essere presente tra i goals in quanto li permea tutti, potremmo chiamarla "obiettivo zero".

La sostenibilità si esplica in tre domini fondamentali, la salute e l'ambiente, il dominio sociale e quello economico e produttivo. Molto spesso la sostenibilità viene identificata maggiormente con la componente sanitaria e ambientale, con forte risalto della problematica dei cambiamenti climatici. Ciò è comprensibile in base alle pesanti preoccupazioni in questi ambiti, per il presente e per il futuro. Per esempio, l'OMS ha valutato che il cambiamento climatico causerà circa 250.000 morti in più ogni anno nell'arco 2030-2050; i costi sanitari diretti stimati ammontano a 2-4 miliardi di dollari all'anno entro il 2030. Sono esclusi dalla stima i costi in settori che sono determinanti per la salute, come l'agricoltura, l'acqua e i servizi igienico-sanitari (https://www.who.int/health-topics/climate-change#tab=tab_1).

Ma la sostenibilità può essere conseguita solo ponendo attenzione a tutti i domini essendo questi interdipendenti; infatti, la debolezza economica o la conflittualità sociale di una entità come una nazione o una regione, indirizzano per forza di cose verso soluzioni che soddisfino o allevino nell'immediato le necessità primarie e non facilitano la ricerca e gli investimenti verso soluzioni e/o politiche sostenibili. Detto ciò, per quanto riguarda il livello locale, quelle voci della sostenibilità che necessitano della cooperazione mondiale, come la lotta al cambiamento climatico e la preservazione per le generazioni attuali e future delle risorse generali e dell'ecosistema del pianeta, hanno bisogno di intese globali con la riduzione delle conflittualità tra nazioni.

Attualmente da più parti si lamentano ritardi nell'attuazione dell'agenda (solo il 12% dei target è sulla buona strada per essere raggiunto, mentre più della metà sono moderatamente o gravemente fuori strada (ONU 2023); tra le cause, spesso tra loro correlate, la crisi finanziaria globale, l'impatto della pandemia, i conflitti geopolitici, l'incalzare dei cambiamenti climatici e, in ultimo, la difficoltà di reperimento di dati necessari al monitoraggio.

Queste criticità e difficoltà richiedono un impegno collettivo e un cambio di approccio a tutti i livelli per poter raggiungere gli obiettivi prefissati.

PRINCIPI FONDAMENTALI PER LA SICUREZZA NUCLEARE E I PRINCIPI DELLA RADIOPROTEZIONE

Secondo l'IAEA (vedi ad esempio Sustainable Development Goals (SDGs) | IAEA) molti paesi utilizzano la scienza e la tecnologia nucleare per contribuire al raggiungimento degli obiettivi di sviluppo sostenibile in settori quali l'energia, la salute umana, la produzione alimentare, la gestione delle risorse idriche e la protezione dell'ambiente. L'uso di queste tecniche contribuisce direttamente agli obiettivi 2, 3, 6, 7, 9, 13, 14, 15, 17 (N. Jawerth 2016) esplicitati di seguito.

Obiettivo 2: Porre fine alla fame, raggiungere la sicurezza alimentare, migliorare la nutrizione e promuovere un'agricoltura sostenibile

Obiettivo 3: Assicurare la salute e il benessere per tutti e per tutte le età

Obiettivo 6: Garantire a tutti la disponibilità e la gestione sostenibile dell'acqua e delle strutture igienico-sanitarie

Obiettivo 7: Assicurare a tutti l'accesso a sistemi di energia economici, affidabili, sostenibili e moderni

Obiettivo 9: Costruire un'infrastruttura resiliente e promuovere l'innovazione ed una industrializzazione equa, responsabile e sostenibile

Obiettivo 13: Promuovere azioni, a tutti i livelli, per combattere il cambiamento climatico

Obiettivo 14: Conservare e utilizzare in modo durevole gli oceani, i mari e le risorse marine per uno sviluppo sostenibile

Obiettivo 15: Proteggere, ripristinare e favorire un uso sostenibile dell'ecosistema terrestre

Obiettivo 17: Rafforzare i mezzi di attuazione e rinnovare il partenariato mondiale per lo sviluppo sostenibile

L'uso delle scienze e delle tecnologie nucleari avviene attraverso l'applicazione dei principi della sicurezza nucleare e radiologica e della radioprotezione, che a loro volta dovrebbero essere coerenti con gli obiettivi della sostenibilità, anche facilitandone il conseguimento

LA SOSTENIBILITÀ NEI PRINCIPI FONDAMENTALI DELLA SICUREZZA IAEA E DEL SISTEMA RADIOPROTEZIONE

Gli argomenti dei principi fondamentali della sicurezza (FSP Fundamental Safety Principle), elencati e descritti nella pubblicazione Safety Standards Series No. SF-1 (IAEA 2006), sono:

1. Responsabilità per la sicurezza
2. Ruolo del governo
3. Leadership e gestione per la sicurezza
4. **Giustificazione delle strutture e delle attività**
5. **Ottimizzazione della protezione**
6. **Limitazione dei rischi per gli individui**
7. **Protezione delle generazioni presenti e future**
8. Prevenzione degli incidenti
9. Preparazione e risposta alle emergenze
10. Azioni protettive per ridurre i rischi da radiazioni esistenti o non regolamentati

Tutti questi principi sono indirizzati verso il conseguimento ed il mantenimento nel tempo della sicurezza per la salute, per l'ambiente ed anche economica e produttiva, e quindi perseguono obiettivi coerenti con quelli della sostenibilità. Però di questi, quelli in neretto, e cioè la giustificazione delle strutture e delle attività (4), l'ottimizzazione della protezione (5), la limitazione dei rischi per gli individui (6) e la protezione delle generazioni presenti e future (7), vanno nella direzione degli obiettivi dello sviluppo sostenibile anche nel metodo. Inoltre (4), (5) e (6) coincidono con i principi del sistema della radioprotezione (ICRP 2008). Vediamoli uno per uno.

Giustificazione

L'impegno a verificare la giustificabilità di una pratica che comporti l'esposizione di lavoratori e/o della popolazione assicura che i benefici economici e sociali che ne conseguono siano superiori al detrimento effettivo o potenziale, ovvero al danno probabile o possibile che ne può scaturire, ciò implica equilibrio tra SDG diversi.

Ottimizzazione

Spesso ci si limita a considerare l'ottimizzazione delle pratiche radiologiche come la riduzione delle dosi o del rischio al minor livello possibile. In verità il principio è più ampio e prevede il confronto con le istanze sociali ed economiche. In questo senso è ancora più aderente alle esigenze e ai metodi dello sviluppo sostenibile in quanto, come scritto nella introduzione, in un dominio della sostenibilità come quello sanitario, non si può prescindere dalla attenzione agli altri due domini, sociale ed economico.

Limitazione delle dosi

Il principio vuole assicurare la salute di tutti, anche quando il profitto o una strategia di ottimizzazione dovesse richiedere dosi più elevate per alcuni.

Protezione delle generazioni presenti e future

È chiaro il riferimento a politiche sostenibili e all' "obiettivo zero".

PROBLEMATICHE DI SOSTENIBILITÀ NELLE LEGGI, REGOLAMENTI, PRASSI E PROCEDURE DELLA RADIOPROTEZIONE

In questi ultimi anni c'è stato un aumento delle pubblicazioni e dei convegni sulla sostenibilità in campo radiologico nucleare. L'IAEA ha organizzato il convegno del 2023 incentrato sulla sostenibilità, preceduto da workshop preparatori. Gli argomenti più trattati sono stati sia di tipo generale, relativi per esempio all'approccio delle legislazioni o degli enti regolatori, oppure su campi specifici e casi studio. Tra i campi specifici, i più gettonati sono l'economia circolare soprattutto nell'industria nucleare, nel decommissioning e nella gestione dei rifiuti, e l'applicazione della sostenibilità, tenendo conto delle esigenze economiche e sociali, nelle decisioni riguardanti le situazioni di esposizione esistente e la gestione di NORM e TENORM.

L'ECONOMIA CIRCOLARE

Benché il campo nucleare per la produzione di energia abbia una sua forte impostazione circolare in quanto si basa sul ciclo del combustibile, e quindi sulla circolarità dell'utilizzo della materia prima, le difficoltà per l'implementazione e il miglioramento dell'impiego circolare dei materiali, attrezzature e degli stessi siti sono essenzialmente legati alla necessaria presenza di vincoli radioprotezionistici e alla sensibilità del pubblico ed altri stakeholder nei riguardi del rischio radiologico, a breve e a lungo termine. L'implementazione di una economia circolare nell'industria nucleare passa attraverso il riutilizzo dei materiali all'esterno o all'interno del campo nucleare, una progettazione più attenta alla riparabilità, alla possibilità di rigenerazione e di ricostruzione, fino alla riduzione delle necessità di stoccaggio di rifiuti, soprattutto di quelli a bassa attività (vedi ad esempio M. Clark 2023). Le valutazioni radioprotezionistiche entrano nella determinazione dei livelli di allontanamento e nella loro più o meno agile applicazione tenendo conto della destinazione. Anche la progettazione di sistemi, attrezzature e relativi materiali, in vista della riparabilità o della rigenerazione o del loro riutilizzo in campo nucleare, non può prescindere da valutazioni radioprotezionistiche.

Inoltre, la cernita, la selezione e la separazione di materiali allontanabili o riutilizzabili per la riduzione dei volumi e quindi dei suoli e dei costi necessari per i depositi di rifiuti a bassa attività, può migliorare anche attraverso l'implementazione di metodi di misura e di gestione di grandi quantitativi di materiali con efficaci margini di sicurezza a costi sostenibili; anche queste sono tematiche prettamente radioprotezionistiche.

ESPOSIZIONI ESISTENTI E NORM

Nelle situazioni di esposizione esistente le azioni di rimedio sul rischio radiologico possono impattare maggiormente sulle comunità che già convivono con la sorgente. Per questo è pur sempre raccomandabile un quadro di analisi decisionale multicriterio, compresa la considerazione di fattori socioeconomici e di sostenibilità. Ciò è vero anche nel campo dei NORM. Infatti, NORM e TENORM sono impiegati o prodotti in attività nelle quali la loro importanza o il "core business" non sono legati alle proprietà radiologiche. Quindi la radioprotezione deve confrontarsi con esigenze, prassi e anche tradizioni molto diverse dai normali ambiti radiologici, ne consegue che anche in questo campo è necessario l'impiego di metodi di analisi decisionale multicriterio.

RADIOPROTEZIONE E SOSTENIBILITÀ, PROBLEMATICHE

È chiaro che l'approccio radioprotezionistico, se limitato al rispetto dei limiti di dose e alla minimizzazione della dose come unico obiettivo della ottimizzazione, non è in linea con una gestione sostenibile della pratica radiologica o della situazione di esposizione esistente.

In un quadro semplificativo nella determinazione della gestione di una pratica o di un progetto, le responsabilità di assicurare standard di sicurezza e radioprotezione e la responsabilità per la sostenibilità economica e sociale sono spesso viste come in capo al regolatore e all'operatore rispettivamente. Ma l'imposizione dell'aspetto radioprotezionistico in senso eccessivo, così come di altri aspetti legati alla sicurezza, può avere conseguenze sulla sostenibilità. Può ritardare o impedire un'attività con risvolti per la salute, la produzione di

energia carbon free, la crescita economica, l'impiego e l'innovazione. In effetti, l'ICRP anche nella pubblicazione 103 ribadisce che lo scopo delle proprie raccomandazioni è "contribuire a raggiungere un adeguato livello di protezione della popolazione e dell'ambiente contro gli effetti dannosi dell'esposizione alle radiazioni, senza limitare in modo indebito le auspicabili azioni umane che possono essere associate a tale esposizione" (ICRP 2008 par. 26).

Un riassunto abbastanza esaustivo delle implicazioni che la ricerca della sicurezza radiologica può avere sul conseguimento degli obiettivi di uno sviluppo sostenibile è riportato in una presentazione di K. Baldry in un webinar preparatorio per la conferenza internazionale dell'IAEA del novembre 2023 (K. Baldry 2023).

Oltre ad aspetti problematici già citati, la radioprotezione può migliorare la fiducia pubblica e degli stakeholder. Baldry elenca alcuni fattori utili per l'integrazione tra sicurezza e sostenibilità. Chiari intenti del governo e dell'apparato regolatorio, coinvolgimento di tutti gli stakeholder per includere tutti gli impatti e tutti i bisogni nelle decisioni e, quindi, il coinvolgimento di più enti governativi e il supporto delle industrie e delle comunità.

In genere, con qualche eccezione (per es. Australia 2021, art. 5), la sostenibilità nel suo insieme non è rappresentata negli atti legislativi di base e non è oggetto di indicazioni o obblighi né per il regolatore né per l'operatore. Il riferimento a tali obiettivi nella costruzione di un processo autorizzativo necessita di cambiamento culturale significativo, probabilmente con l'inserimento dei riferimenti alla sostenibilità già nei più alti livelli delle normative nazionali, non lasciando la presa in carico del problema solo a livello di procedimenti autorizzativi, come spesso può accadere.

PARAMETRI PER LE VALUTAZIONI DI SOSTENIBILITÀ

Una valutazione di sostenibilità non può prescindere dal confronto tra fattori che fanno riferimento a differenti domini (economico/produttivo, sociale, sanitario e ambientale). Nei contesti tecnico scientifici, ingegneristici, sanitari ed anche economici, si è abituati, ove possibile, a gestire le ottimizzazioni mediante parametri numerici e grandezze come la dose, consumi energetici, tempi di attesa medi per trattamenti medici, spese sanitarie e il PIL. La problematica della sostenibilità produce l'esigenza di criteri di confronto tra grandezze diverse per conseguire scelte e strategie condivise, soprattutto per chi è abituato ad operare con il conforto di tali parametri. Le grandezze dovrebbero essere confrontabili e, laddove assenti, bisognerebbe cercare di definire "metriche" adatte allo scopo. Supponiamo che una procedura nel campo medico possa ridurre i tempi di attesa per delle indagini o trattamenti, ma comporti un aumento della dose a operatori o pazienti; come si potrebbero confrontare il risparmio di dose con l'accorciamento delle liste di attesa? Allo stesso modo, come confrontare tra loro costi e benefici tra investimenti per risanamento radon e investimenti per la riduzione dell'arsenico nell'acqua potabile? Uscendo dal dominio ambientale e sanitario e partendo dal presupposto che le risorse economiche non sono infinite, come confrontare quei costi con i costi sociali o economici di mancati investimenti, per esempio in infrastrutture sociali o utili alla produttività e alla creazione di posti di lavoro?

ESEMPI DI GRANDEZZE E METRICHE CORRELATE O CORRELABILI

Proprio la radioprotezione, attraverso la definizione di dose, ed in particolare di dose efficace, è un esempio virtuoso di creazione di una metrica generale e universale. Infatti, è riuscita a raccogliere tutte le tipologie di esposizione, di radionuclidi o sorgenti, sotto un unico parametro indicatore del rischio stocastico. In effetti, ciò ci permette di comparare le situazioni, decidere l'ammissibilità di una pratica e di ottimizzare il rischio, quando si deve scegliere tra diverse modalità di esposizione in differenti scenari pensati per portare a termine una attività. Allo stesso modo nel campo della chimica è stato introdotto lo "slope factor" (vedi EPA 2005), cioè la pendenza della retta ottenuta con una estrapolazione lineare a basse esposizioni della relazione probabilità di danno-esposizione, considerando una esposizione per l'intera vita ad un agente cancerogeno. Ne consegue che dose e slope factor potrebbero essere le metriche di base per un confronto tra rischio radiologico e rischio chimico a "basse dosi". In effetti, per esempio, l'EPA ha pubblicato e aggiorna una tabella con gli slope factor per l'introduzione di diversi radionuclidi relativi alla popolazione, valutati in base a EPA 1999 ed ai coefficienti di dose dell'ICRP. Quindi coefficiente di dose impegnata e slope factor assumono in qualche

modo il senso di due rappresentazioni metriche diverse della stessa grandezza nel campo della contaminazione interna.

Un altro esempio virtuoso nel campo della radioprotezione è l'introduzione del valore monetario del man-Sievert. Al fine di confrontare i costi relativi alle opzioni di radioprotezione e i loro benefici l'ICRP ha suggerito l'uso di un'analisi costi-benefici o costi-efficacia in cui ai benefici (o all'efficacia) delle opzioni venga attribuito un valore monetario basato su un valore di riferimento per l'unità di esposizione evitata: il valore monetario man-Sievert, spesso indicato come "valore alfa" (def. "Dimensional constant expressing the monetary cost assigned to a unit of collective dose for radiation protection purposes", ICRP 1983). Si tratta chiaramente di uno strumento messo a disposizione della implementazione dell'ottimizzazione e del principio ALARA, nel senso più ampio già indicato. Chiaramente l'attribuzione di un valore monetario al detrimento, e quindi essenzialmente al rischio sanitario, è un argomento delicato da un punto di vista etico e della condivisione politica e sociale. In effetti, ad esempio, la Chiesa Cattolica ha promosso l'approfondimento dell'argomento con conclusioni essenzialmente a favore (Pontif. Accad. of Sc.1983).

L'ISOE ha effettuato diverse survey sull'uso nel mondo della analisi costi-benefici riportando esempi numerici del valore alfa (per esempio in ISOE 2017). Da notare che dal report si evince che il valore utilizzato in Gran Bretagna, introdotto dall'ONR (Office Nucl. Reg.) non è un vero alfa-value, ma è un termine più generale che attribuisce un valore ad un tumore evitato. Pertanto, la grandezza non riguarda necessariamente il settore radiologico-nucleare, ma potrebbe interessare tutti i settori con agenti cancerogeni, soprattutto laddove ad una grandezza di esposizione (concentrazione in aria, nei cibi ecc.) è associata una probabilità di un tumore. D'altronde, in linea di principio anche negli altri settori della protezione e prevenzione è sviluppabile il concetto di detrimento.

Da quanto scritto fin qui si evince che, almeno per i domini economico e sanitario, ed in particolare per quanto riguarda gli effetti stocastici come i tumori, sembra possibile trovare una via verso parametri unificati che permettano la comparazione tra diversi fattori della ottimizzazione e della sostenibilità.

Infine, un parametro di costo o valore della protezione, in qualunque ambito, potrebbe essere un utile "punto di aggancio" per il confronto delle esigenze di protezione e prevenzione con tutti gli altri ambiti nei quali si riesce o si riuscisse a definire un valore monetario per le esigenze.

CONCLUSIONI

La necessità della sostenibilità a livello locale e globale è stata affermata ai più alti livelli della comunità umana con l'adozione dell'agenda 2030. I principi di base della sicurezza nucleare e della radioprotezione sono da tempo, praticamente dagli inizi, in linea con i principi ed i criteri della sostenibilità, confermandone alto livello intellettuale, culturale ed etico e capacità di visione generale e a lungo termine. È auspicabile l'assunzione dell'impegno verso la sostenibilità a partire dal livello delle leggi nazionali e quindi uno sforzo di integrazione delle competenze e delle attenzioni degli enti regolatori e di controllo e l'inclusione delle diverse componenti sociali ed economiche. È auspicabile uno sforzo culturale e scientifico per sviluppare mezzi e strumenti che facilitino il confronto tra le diverse necessità, istanze e anche desideri nei vari domini e ambiti. La radioprotezione poi, come pochi altri campi, ha mostrato attitudini e capacità in questa direzione con la definizione di parametri e metriche atte a pesare e confrontare situazioni ed esigenze anche in campi molto diversi e sotto aspetti diversi. Riteniamo che lo sviluppo di metriche comuni può essere uno strumento per l'ottimizzazione e la sostenibilità, ma una valutazione parametrica non può prescindere e non può sostituire valutazioni condivise su in base alle sensibilità politiche e sociali.

Bibliografia

- ONU - *Risoluzione adottata dall'Assemblea Generale il 25 settembre 2015* - 21 ottobre 2015.
D. Meadows - *The Limits to Growth*. Meadows, D. H., Meadows, D. L., Randers, J., & Behrens III, W. W. (1972) New York: Universe Books.
ONU - *Report of the World Commission on Environment and Development*. Report of the World Commission on Environment and Development – Note by the Secretary-General, 1987.

- ONU - *Agenda 21: Programme of Action for Sustainable Development. Rio Declaration on Environment and Development*. New York: United Nations Department of Public Information - 1993.
- ONU - *United Nations Millennium Declaration*. New York: United Nations - 2000
- ONU - *Progress towards the Sustainable Development Goals: Towards a Rescue Plan for People and Planet - Report of the Secretary-General (Special Edition)* - ADVANCE UNEDITED VERSION – 2023.
- N. Jawerth - *The Sustainable Development Goals and the IAEA* - N. Jawerth, M. Gaspar - IAEA Bulletin, September 2016.
- IAEA - *Fundamental Safety Principles* – IAEA Safety Standards Series No. SF-1 - 2006.
- ICRP - *The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection* - ICRP Publication 103 – Annals of the ICRP Volume 37/2-4, 2008.
- M. CLARK - *Reimagining the nuclear cycle as a circular economy: challenges and opportunities* - CN-318/320 IAEA - Congresso di Vienna (Austria) nov. 2023.
- K. Baldry – *The relationship between sustainability and radiation safety is the most important issue we face* – Presentazione nel WEBINAR: Ensuring Safety and Enabling Sustainability - introduction to the discussion on the international conference on the safety of radioactive waste management, decommissioning, environmental protection, and remediation - IAEA – 02/03/2023.
- Australia - *Radiation Protection and Control Act 2021* – South Australia 11.2.2021.
- EPA - *Guidelines for Carcinogen Risk Assessment* – 2005.
- EPA - *Federal Guidance Report No. 13 - Cancer Risk Coefficients for Environmental Exposure to Radionuclides* – 1999.
- ICRP - *Cost-benefit analysis in the optimization of radiation protection*. ICRP Publication 37. Ann. ICRP 10(2–3) 1984.
- Pontif. Accad. of Sc. - *Biological Implications of Optimization in Radiation Procedure - Working Group Conclusions* - 2-5 May 1983 - Pontifical Academy of Sciences - Documenta 14.
- ISOE - *Survey on the values and uses of the monetary value of the man-Sievert* (2017). European Technical Centre - Information Sheet No. 61 – 2017.

Opzioni per il riutilizzo della grafite irraggiata

Gianluigi Migliore

SOGIN Via Marsala 51 C -00185- Roma

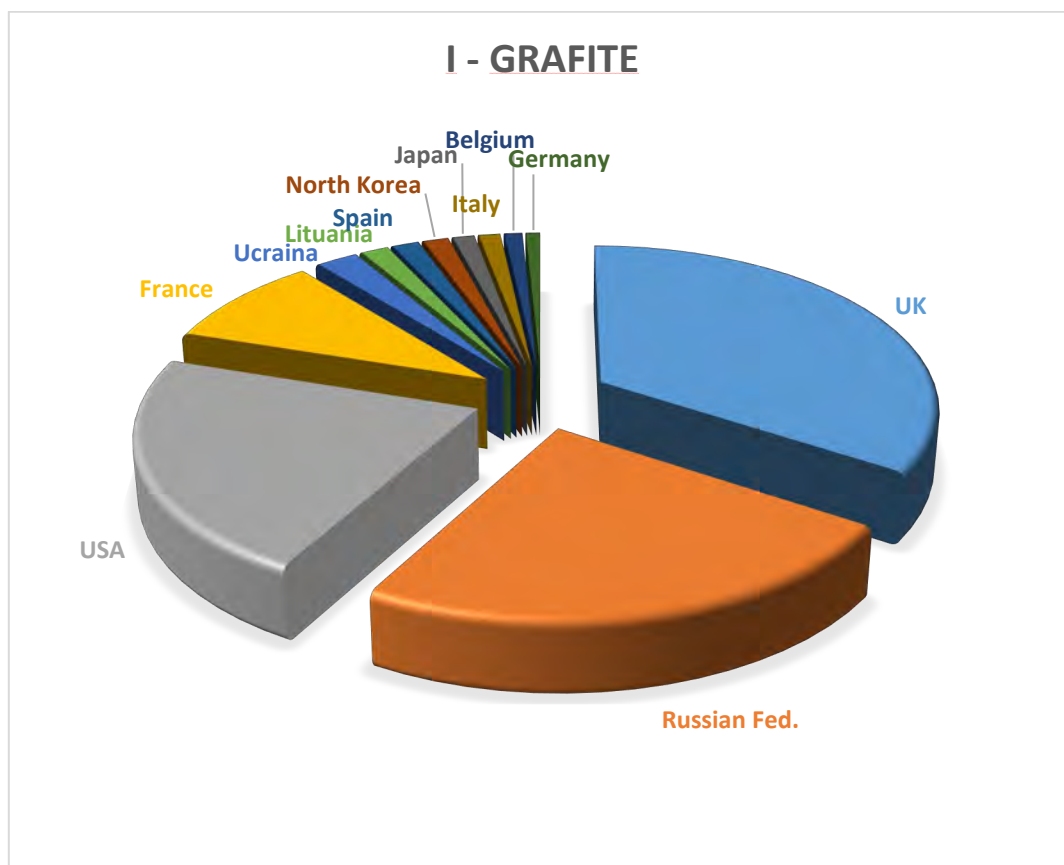
migliore@sogin.it

Riassunto

Per la grafite irraggiata, proveniente dall'esercizio dei reattori nucleari, oltre alle opzioni associate allo smaltimento, possono essere prese in considerazione molteplici opzioni potenziali associate al riutilizzo. L'approccio al riutilizzo, oltre a rientrare nella politica di sostenibilità promossa anche in ambito nucleare, trova ulteriore giustificazione considerando l'aumento emergente degli usi commerciali di alcuni radionuclidi in altri campi.

LA SITUAZIONE ATTUALE

Attualmente la quantità di grafite irraggiata proveniente dagli impianti nucleare è pari a circa 250.000 tonnellate con una ripartizione secondo quanto sotto riportato [fig 1, fonte IAEA]



(fig. 1)

In linea di principio, seguendo quelli che sono le indicazioni della IAEA, la grafite dovrebbe trovare la sua finale allocazione in depositi profondi, in quanto contenenti beta emettitori a lunga vita come il C-14 o il Cl-36 in quantità tali da eccedere i limiti stessi indicati dalla IAEA (fig 2) e da altri organismi internazionali e nazionali deputati alla definizione delle metodologie di stoccaggio o smaltimento dei rifiuti radioattivi.

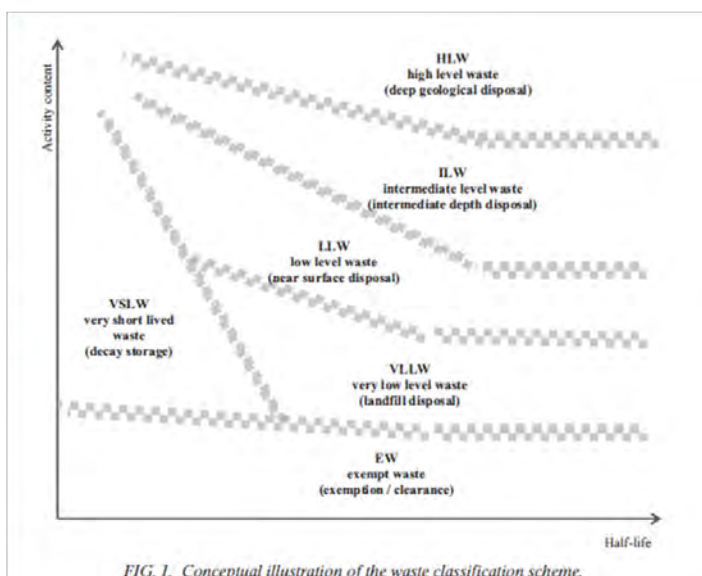
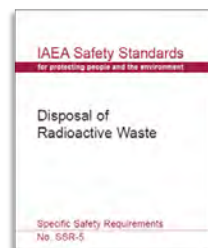
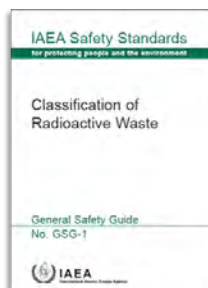


FIG. 1. Conceptual illustration of the waste classification scheme.

(fig. 2)

In questo senso ogni paese membro si è mosso verso una direzione non sempre univoca, ma in generale è stata sempre presa in considerazione l'ipotesi di dover allocare una tale quantità di rifiuti in un deposito geologico, a meno che non si trovi il modo di decontaminare la grafite, riducendo almeno i radionuclidi a lunga vita affinché possa essere accettato un deposito più superficiale.

Invero ad oggi non esistono metodologie di decontaminazione del tutto mature, che possano vantare un TRL anche solo superiore a 4, e ciò è stato dovuto in parte allo scarso interesse, finora registrato da parte di grandi paesi produttori, di far partire attività di decommissioning vero e proprio sui propri reattori a grafite.

UN CAMBIO DI SCENARIO

La spinta sempre crescente verso una attività sostenibile per il futuro dell'umanità è uno dei temi dominanti nel panorama industriale e di conseguenza anche nel settore nucleare. Da tempo i principali organismi internazionali spingono i paesi membri in primis, e quindi anche le loro aziende, a trovare soluzioni nell'ottica di raggiungere vari obiettivi prefissatisi per la sostenibilità, come i 17 goal indicati dalla IAEA sin dal 2017 (fig. 3).

1 NO POVERTY	helping to reduce poverty through targeted technical cooperation projects, including working with rural communities to enhance food safety and export competitiveness.
2 ZERO HUNGER	improving food security , supporting countries in the use of nuclear techniques to increase crop production and yields, control pests, protect the health of livestock and enhance their reproduction.
3 GOOD HEALTH AND WELL-BEING	diagnosing and managing cancer and cardiovascular diseases , supporting increased access to radiation and nuclear medicine.
4 QUALITY EDUCATION	offering training in diverse areas related to nuclear technology and its applications, including face-to-face and online courses, fellowship programmes and specialised schools.
5 GENDER EQUALITY	empowering women in nuclear through targeted education and training, including its Marie Skłodowska-Curie fellowship programme.
6 CLEAN WATER AND SANITATION	increasing access to water , supporting countries in the use of isotopic techniques that help determine its age and quality, and promoting radiation technology to treat industrial and municipal wastewater.
7 AFFORDABLE AND CLEAN ENERGY	fostering the safe use of nuclear power to deliver clean, reliable and affordable energy, improve energy security, reduce environmental and health impact and mitigate climate change.
8 DECENT WORK AND ECONOMIC GROWTH	supporting livelihoods , promoting nuclear techniques that support job creation and economic growth, and setting standards on radiation protection of occupationally exposed workers.
9 INDUSTRY INNOVATION AND INFRASTRUCTURE	supporting innovation in nuclear energy technologies, helping countries to increase the competence of their industries by using irradiation technology and other nuclear techniques.
10 REDUCED INEQUALITIES	enhancing countries' capacity to use nuclear technology effectively, safely and securely, including where countries lack the adequate know-how and resources.
11 SUSTAINABLE CITIES AND COMMUNITIES	increasing the safety, resilience and sustainability of cities through the use of isotopic techniques to measure pollution and its sources, particularly in urban areas.
12 RESPONSIBLE CONSUMPTION AND PRODUCTION	supporting waste management , including the safe and secure management of radioactive waste, environmental remediation and the management of plastic waste and sustainable production.
13 CLIMATE ACTION	promoting nuclear techniques that help mitigate and adapt to climate change , and increasing global awareness of the role of nuclear power as a low-carbon energy source.
14 LIFE BELOW WATER	helping countries understand and monitor ocean health and marine phenomena like ocean acidification, harmful algal blooms and the impact of plastic pollution through nuclear techniques.
15 LIFE ON LAND	supporting sustainable use of land through isotopic techniques to promote agricultural best practices, improve conservation methods and protect resources, ecosystems and biodiversity.
16 PEACE, JUSTICE AND STRONG INSTITUTIONS	helping to deter the spread of nuclear weapons by providing credible assurance that nuclear material remains in peaceful use through the implementation of nuclear safeguards.
17 PARTNERSHIPS FOR THE GOALS	maximizing the nuclear technology contribution to development objectives through partnerships with Member States, UN agencies, research organizations, civil society and the private sector.

(fig. 3)

Di conseguenza anche i nuovi progetti e congressi internazionali proposti sul tema della grafite, cominciano a rappresentare tavoli di discussione verso un uso diverso della grafite già irraggiata.

Di recente si segnala il tavolo di discussione promosso da IAEA: nell'ambito dell'*Addressing Irradiated Graphite in Decommissioning Project* che ha lo scopo di preparare una pubblicazione volta ad indicare una Roadmap strategica per il decommissioning dei reattori a grafite e per la gestione dei rifiuti conseguenti.

ALTERNATIVE POSSIBILI

Qui di seguito sono riportate alcune delle alternative possibili:

- ✓ Posizionamento all'interno di contenitori di altri rifiuti radioattivi a lunga vita, sfruttandone le doti di schermatura e scambio termico elevato;
- ✓ Rimozione termica o fisica di radionuclidi a vita lunga per modificare la categorizzazione con recupero di radionuclidi:
 - Uso farmaceutico ^{14}C
 - Batterie al diamante ^{14}C
- ✓ Riutilizzo della grafite nei nuovi progetti di reattori
- ✓ Gassificazione di grafite sfusa e trapping della CO_2

Di quelle sopra elencate, la prima in realtà ottimizza solo gli spazi di stoccaggio, ma non ne cambia la natura di rifiuto. Altri, come la produzione di batterie, sembrano più interessanti perché si attesterebbe su un mercato emergente come quello della micro-elettronica e quindi fungerebbe da vettore economico anche per i processi di trattamento della grafite, che da un lato produrrebbe rifiuto non più radioattivo, e dall'altro Carbonio-14 da inserire nel processo di produzione delle batterie. In questa direzione già si registrano progetti in fase di sviluppo nel Regno Unito in USA ed in Cina.[1]

Recentemente è stata anche avanzata l'ipotesi di un riutilizzo diretto della grafite come moderatore nei reattori di nuova generazione di tipo Molten Salt Reactor MSR, e come moderatore o combustibile nei reattori tipo High-Temperature gas-Cooled Reactor (HTGR) o nei Fluoride-salt-cooled High-temperature Reactor (FHR). [2]

Anche questa ultima opzione, così come le precedenti, va testata da un punto di vista di sostenibilità tecnica, ma sarà anche necessario fare in modo che i riprocessatori di grafite possano trovarne il loro vantaggio economico, e che i quantitativi di materiale riutilizzabile sia sufficientemente elevato da risolvere almeno in parte il problema dello stoccaggio definitivo.

CONCLUSIONI

La possibilità di riciclare la grafite in nuovi prodotti dell'industria nucleare è solo agli inizi e non si nascondono le difficoltà legate alla domanda ed ai costi per essere economicamente sostenibili. Ciò nonostante, lo sviluppo di tali nuove alternative va perseguito in una ottica di sostenibilità del ciclo nucleare, e rappresenta quindi una sfida, ma anche una opportunità per la cooperazione internazionale tra i produttori di rifiuti, il mondo accademico e l'industria.

Bibliografia

[1] R. Harris_The Irradiated Graphite Management Programme (IGraMP) – Developing Innovative and Sustainable Options for the Decommissioning of UK Reactors INGS University of California Berkeley, Settembre 2024

[2] C. W. Forsberg Roadmap of Nuclear Graphite Management Options INGS University of California Berkeley, Settembre 2024

La presenza del ^{137}Cs negli ecosistemi del Piemonte: tempo di dimezzamento ambientale e valutazioni della dose efficace impegnata

Maria Clivia Losana, Mauro Magnoni, Luca Albertone, Luca Bellina, Stefano Bertino, Brunella Bellotto, Manuela Marga, Giuseppe Tozzi

ARPA Piemonte – Dipartimento Rischi Fisici e Tecnologici

m.losana@arpa.piemonte.it

INTRODUZIONE

Nel 1986 l'incidente alla centrale nucleare di Cernobil causò una contaminazione radioattiva su gran parte dell'Europa. Anche in Italia, soprattutto nelle regioni settentrionali, la contaminazione fu tale da essere misurabile ancora oggi in specifiche matrici, sia ambientali che alimentari. In particolare l'elemento che viene ancora oggi rivelato è essenzialmente il ^{137}Cs , il cui tempo di dimezzamento pari a 30 anni fa sì che non sia ancora scomparso dal suolo, dai sedimenti e da quelle matrici alimentari particolarmente radioaccumulatrici (funghi, miele, frutti di bosco, selvaggina). Tuttavia i processi ambientali danno luogo a fenomeni non solo di accumulo ma anche di dispersione, diluizione o semplicemente di trasformazione del ^{137}Cs in forme chimiche non più fruibili da parte degli organismi viventi. Per fare un esempio il ^{137}Cs nel suolo superficiale è diminuito anche perché con il passare del tempo ha iniziato a contaminare gli strati di suolo sottostanti. Di conseguenza anche le piante con radici superficiali, o i funghi con i miceli molto superficiali, attingono i nutrienti da un suolo meno ricco di ^{137}Cs . Ne consegue che la contaminazione dagli anni immediatamente successivi al 1986 ad oggi è molto diminuita, molto di più di quello che ci si aspetterebbe considerando solamente il tempo di dimezzamento fisico. E' così possibile definire un tempo di dimezzamento effettivo che è la composizione del tempo di dimezzamento fisico e di quello ambientale, dovuto ai processi accennati sopra. Questo lavoro amplia e approfondisce uno studio già effettuato nel 2010 per un rapporto sulla radioattività ambientale edito da Arpa Piemonte (Luca Albertone, Maria Clivia Losana, Mauro Magnoni, Laura Porzio, 2010). La relazione tra tempo di dimezzamento effettivo, tempo di dimezzamento fisico e tempo di dimezzamento ambientale è riportata nella formula seguente (1)

$$\frac{1}{T_{eff}} = \frac{1}{T_{fis}} + \frac{1}{T_{amb}} \quad (1)$$

Dove T_{eff} = tempo di dimezzamento effettivo
 T_{fis} = tempo di dimezzamento fisico
 T_{amb} = tempo di dimezzamento ambientale

Dalla formula (1) si ricava facilmente il tempo di dimezzamento ambientale (2)

$$T_{amb} = \frac{T_{eff} * T_{fis}}{T_{fis} - T_{eff}} \quad (2)$$

Lo scopo di questo lavoro è ricavare il tempo di dimezzamento ambientale del ^{137}Cs in alcune matrici, a partire dai dati sperimentali ottenuti nel corso degli anni che permettono di calcolare il tempo di dimezzamento effettivo.

I DATI DI ARPA PIEMONTE

Arpa Piemonte ha a disposizione molti dati di analisi effettuate negli anni passati dal Laboratorio di Sanità Pubblica dell'USSL 40 di Ivrea, poi confluito appunto in Arpa Piemonte. Per alcune matrici (latte di cascina, fallout, sedimenti) si hanno dati a partire dal 1989/1990, quindi anni ancora molto vicini al 1986. Per altre matrici (per esempio acqua lacustre) i dati risalgono ai primi anni '90. Osservando le figure seguenti si nota che in pochi anni (tra il 1989 e il 1993/1994) la concentrazione di ^{137}Cs si è grossomodo dimezzata per molte matrici.

Figura 1 – Andamento della concentrazione di ^{137}Cs nel fallout prelevato a Ivrea – Medie annuali

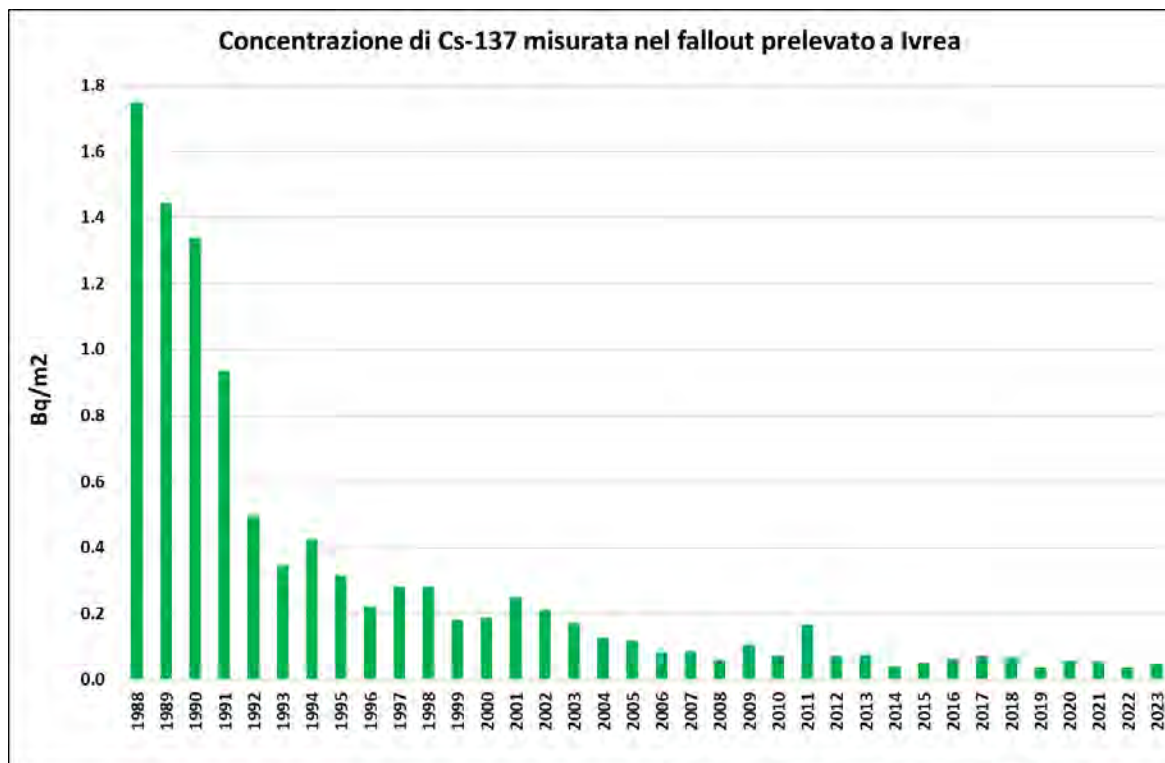
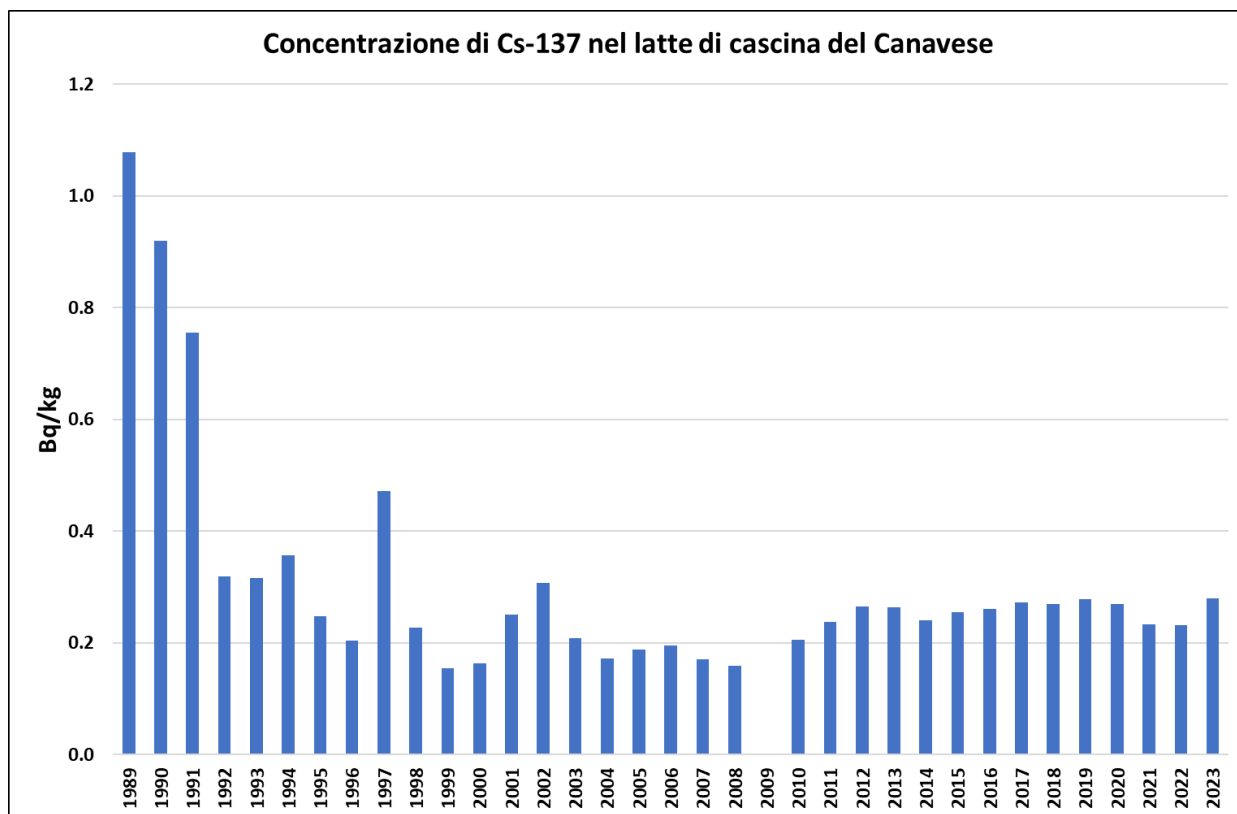


Figura 2 – Andamento della concentrazione di ^{137}Cs nel latte di una cascina del Canavese – Medie annuali.



Tra il 2009 e il 2010 è stata cambiata la cascina dove venivano prelevati e successivamente analizzati i campioni di latte. La nuova cascina si trova in ambiente più montano rispetto a quella precedente e si nota che il contenuto di ^{137}Cs è, seppur di poco, maggiore.

Figura 3 – Andamento della concentrazione di ^{137}Cs nel lago di Viverone – Medie annuali

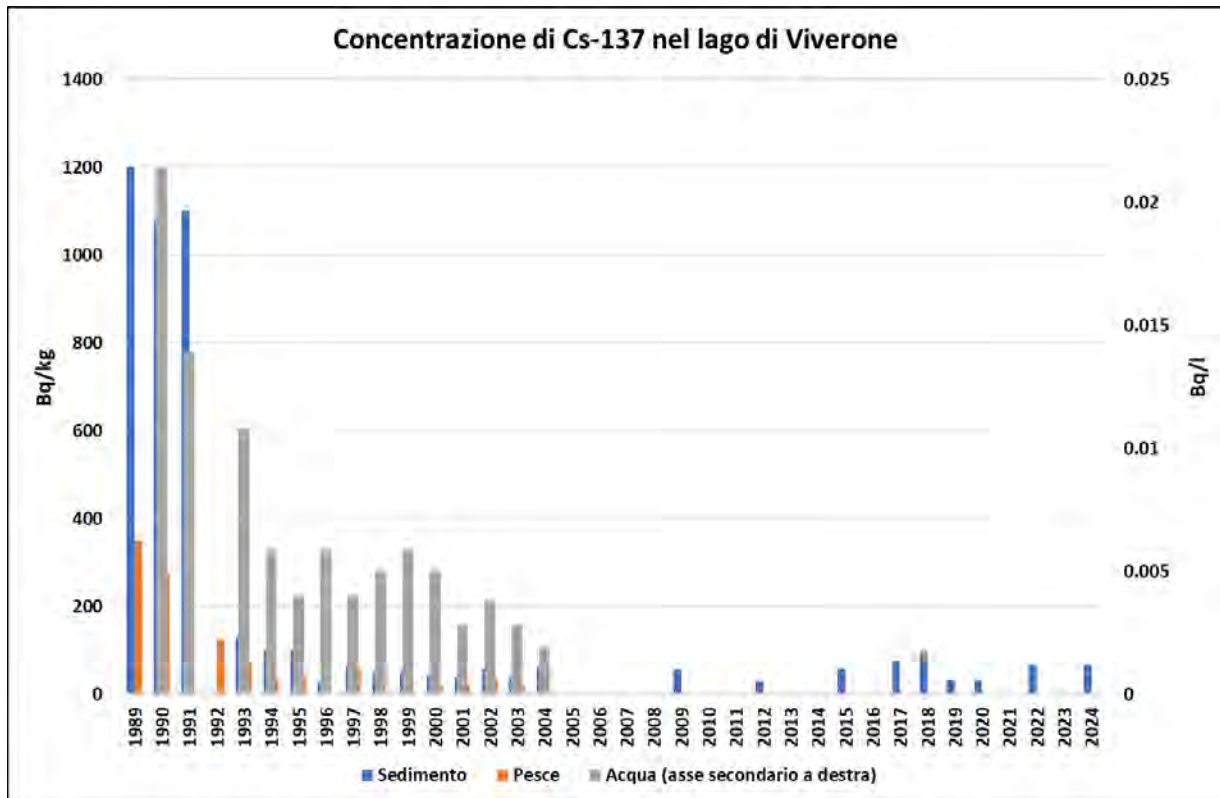
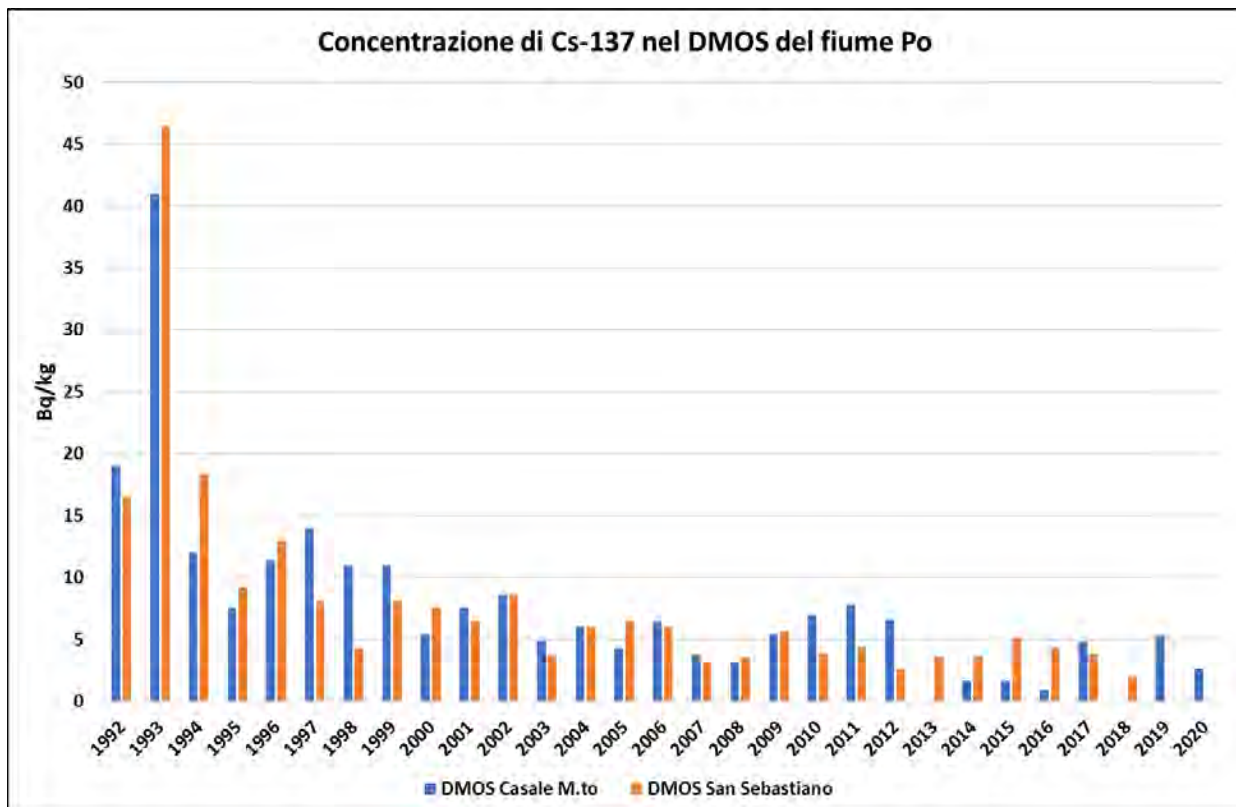


Figura 4 – Andamento della concentrazione di ^{137}Cs nel DMOS prelevato sul fiume Po – Medie annuali



ANALISI DEI DATI

L'analisi dei dati è stata effettuata sia con i dati singoli che con i dati mediati sull'anno solare, per quelle matrici per le quali si avevano a disposizione più dati per anno. La media annuale smorza eventuali dati anomali e pertanto l'analisi dei dati annuali è risultata più semplice che quella dei dati singoli. I dati inferiori al Limite di Rivelabilità non sono stati considerati nel calcolo dei valori medi annuali. Questa scelta porta a inevitabili sovrastime della concentrazione di attività del ^{137}Cs nelle varie matrici (Maria Clivia Losana, Mauro Magnoni, Chiara Pedroli, 2019).

Dopo aver interpolato i dati con una curva esponenziale decrescente è stato ricavato il tempo di dimezzamento ambientale (T_{amb}) tramite la formula (2).

TEMPO DI DIMEZZAMENTO AMBIENTALE NELLE DIFFERENTI MATRICI

Le matrici su cui è caduta la scelta sono state quelle per le quali si aveva una serie storica di dati la più ricca e completa possibile. In particolare, come è già stato illustrato nelle figure precedenti (Figure 1, 2, 3, 4) sono stati presi in considerazione il fallout, il latte di cascina, le matrici relative al lago di Viverone (acqua, sedimento e pesce) e il DMOS fluviale (Detrito Minerale Organico Sedimentabile). Rispetto al lavoro precedente (Luca Albertone, Maria Clivia Losana, Mauro Magnoni, Laura Porzio, 2010) sono stati considerati anche gli anni dal 2009 al 2023 ed è stato preso in considerazione anche il miele, di cui si hanno dati più recenti. Tutti i campioni sono stati sottoposti a analisi di spettrometria gamma ad alta risoluzione con un rivelatore al germanio iperpuro per determinare la concentrazione di ^{137}Cs .

FALLOUT

La ricaduta al suolo (fallout) è sicuramente la matrice più interessante, perché è quella su cui la serie storica di dati è più completa. Il fallout viene prelevato mensilmente a Ivrea in una vasca di superficie pari a circa 4 m^2 posta sul tetto dello stabile di Arpa Piemonte. Dopo aver evaporato e liofilizzato il campione, viene effettuata la misura in spettrometria gamma, in specifica geometria. Il tempo di dimezzamento ambientale T_{amb} per la concentrazione di ^{137}Cs , ricavato con una semplice interpolazione esponenziale decrescente di tutti i dati, è di 9,5 anni. Tuttavia dalla Figura 1 è ben visibile una forte diminuzione negli anni dal 1988 a circa il 2000 e poi una decrescita più lenta negli anni successivi, indicando così che l'andamento non può essere descritto da una semplice funzione esponenziale. Ciò è dovuto al fatto che, in assenza di nuovi input esterni, dal 1986 in poi la deposizione al suolo (fallout) del ^{137}Cs è dovuta esclusivamente al fenomeno della risospensione dal suolo, che segue una dinamica complessa non lineare dovuta alla progressiva migrazione del ^{137}Cs in profondità. Il coefficiente di risospensione $K(t)$ può infatti essere espresso in funzione del tempo secondo la formula (3) sotto riportata (Mauro Magnoni, 2012)

$$K(t) = \frac{\left[1 + \frac{v \cdot \Delta z}{2 \cdot D}\right] \cdot \frac{F_{mass}}{\rho}}{2 \cdot \sqrt{\pi \cdot D \cdot t} \cdot v_d} \cdot e^{-\frac{v^2 \cdot t}{4 \cdot D}} \quad (3)$$

dove t = tempo trascorso;

v = velocità di migrazione del ^{137}Cs nel suolo;

D = coefficiente di dispersione del ^{137}Cs nel suolo;

Δz = spessore di suolo superficiale soggetto alla risospensione;

F_{mass} = flusso di massa;

ρ = densità suolo;

v_d = velocità media di deposizione del particolato atmosferico.

LATTE DI CASCINA

Anche nel latte di cascina si nota una forte diminuzione della concentrazione di ^{137}Cs negli anni dal 1989 al 2000. I campioni sono prelevati mensilmente in una cascina del Canavese. Per questa matrice era stato calcolato un tempo di dimezzamento ambientale T_{amb} di 11,8 anni con i dati dal 1989 al 2009. Non è stato possibile calcolare un tempo di dimezzamento ambientale con i dati completi, cioè fino al 2023, in quanto nel 2010 è stata cambiata la cascina in cui mensilmente vengono prelevati i campioni di latte. La nuova cascina si trova in un'area più montana, dove la ricaduta dell'incidente di Cernobil è stata maggiore e presenta concentrazioni di ^{137}Cs leggermente superiori a quelle misurate nel latte della cascina precedente (Figura 2). Le concentrazioni dal 2010 al 2023 si attestano su valori più o meno stabili (valore medio 0,255 Bq/kg), la cui diminuzione non è ancora apprezzabile su un periodo di tempo come quello considerato.

LAGO DI VIVERONE

Per alcune matrici provenienti dal lago di Viverone (acqua, sedimento e pesce) non si hanno a disposizione dati per ogni anno dall'incidente di Cernobil ad oggi, come invece si ha per il fallout e il latte di cascina. È tuttavia stato possibile effettuare il calcolo del tempo di dimezzamento ambientale con i dati a disposizione. I campioni di sedimento e di pesce sono stati misurati tal quale, mentre i campioni di acqua, prelevati in quantità pari a 90 litri, sono stati concentrati a 1 litro per aumentare la sensibilità di misura prima di essere analizzati. Nella Figura 3 si osserva anche in queste matrici una forte diminuzione della concentrazione di ^{137}Cs fino circa all'anno 2000. I tempi di dimezzamento ambientali calcolati fino al 2004 per le tre matrici sono simili tra di loro, indicando che la mobilità del ^{137}Cs è simile in matrici dello stesso ecosistema (acqua 5,2 anni, sedimento 3,5 anni e pesce 4,3 anni).

Per il sedimento si osserva che dall'anno 2004 in poi le concentrazioni non subiscono più una diminuzione e il tempo di dimezzamento ambientale, se calcolato fino al 2023, si allunga molto, fino a raggiungere un valore maggiore di 20 anni. Si suppone che anche per il sedimento lacustre possa intervenire un fenomeno simile alla risospensione illustrata nel paragrafo precedente per il fallout, anche se con tempi propri differenti da quello del fallout.

Per il pesce persico, di cui però si hanno i dati solamente fino al 2011, si osserva che la concentrazione di ^{137}Cs è descritta molto bene da una curva esponenziale decrescente. Di conseguenza il tempo di dimezzamento ambientale calcolato con i dati fino al 2011 si mantiene più o meno costante con quello calcolato con i dati fino al 2004 (3,5 anni contro i 4,3 calcolati in precedenza).

Per l'acqua non è stato possibile effettuare il calcolo del tempo di dimezzamento ambientale con i dati successivi all'anno 2004, in quanto le concentrazioni di ^{137}Cs sono risultate inferiori alla sensibilità strumentale, dell'ordine di 0,001 Bq/l.

DMOS

Il DMOS (Detrito Minerale Organico Sedimentabile) è una matrice fluviale che viene prelevata una o due volte all'anno sul fiume Po in due diversi siti. Gli andamenti della concentrazione di ^{137}Cs sono simili per i due siti e di conseguenza sono simili i tempi di dimezzamento ambientali calcolati con i dati fino al 2020, rispettivamente di 14,2 anni per il sito di Casale M.to e 15,4 anni per il sito di San Sebastiano. Rispetto ai valori calcolati con i dati fino al 2009 si osservano tempi di dimezzamento ambientali più lunghi (Figura 4).

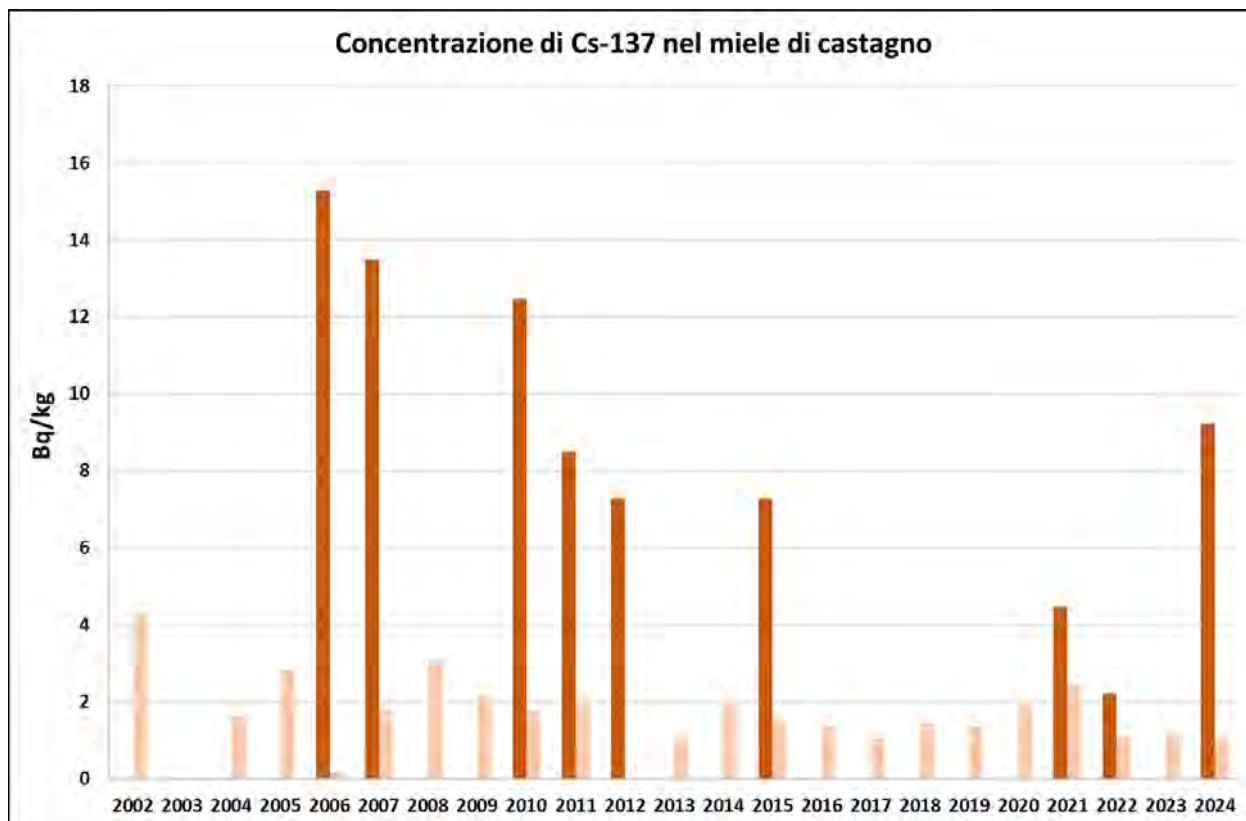
MIELE

I campioni di miele sono stati suddivisi per tipologia e per zona di provenienza per avere campioni omogenei. È noto infatti che nelle zone in cui la ricaduta radioattiva di Cernobil è stata maggiore, il contenuto di ^{137}Cs nel miele e in generale in tutte le matrici è maggiore. Inoltre si è anche deciso di concentrare lo studio sul miele di castagno perché è quello con il contenuto di ^{137}Cs più alto rispetto ad altri tipi di miele (acacia, millefiori o altri tipi meno diffusi). In particolare si notano andamenti decrescenti nel tempo solo per i mieli di castagno dalla provincia di Vercelli e dalla provincia di Cuneo. Per le altre province (Torino, Biella, Verbania) i dati mostrano infatti concentrazioni abbastanza costanti nel tempo. Nei grafici seguenti

(Figura 5) è possibile osservare l'andamento decrescente della concentrazione di ^{137}Cs col passare degli anni per le province di Vercelli e Cuneo.

Anche se i due andamenti sembrano differenti i tempi di dimezzamento ambientale non risultano troppo diversi tra loro, entrambi superiori a 20 anni e quindi decisamente più lunghi che per le altre matrici analizzate.

Figura 5 – Andamento della concentrazione di ^{137}Cs nel miele di castagno provenienti da due diverse zone del Piemonte – Medie annuali



Si osserva come la concentrazione di ^{137}Cs nel miele proveniente dalla provincia di Cuneo è sensibilmente più bassa che quella nel miele proveniente dalla provincia di Vercelli, in quanto, come già detto nel testo, la provincia di Cuneo ha risentito meno della ricaduta radioattiva in seguito all'incidente di Chernobyl. Di conseguenza anche l'andamento decrescente è meno marcato.

CONCLUSIONI

Nella tabella seguente sono riportati i tempi di dimezzamento calcolati per le differenti matrici relativi a diversi periodi temporali. Si può osservare che tutti i valori sono compresi tra qualche anno e circa una decina di anni, a parte per il miele per cui sono stati calcolati tempi superiori ai 20 anni.

I tempi di dimezzamento ambientali calcolati per le tre matrici del lago di Viverone (acqua, sedimento e pesce) fino al 2004 sono simili tra di loro, indicando che la mobilità del ^{137}Cs è simile in matrici dello stesso ecosistema (acqua 5,2 anni, sedimento 3,5 anni e pesce 4,3 anni). Per il pesce è stato possibile interpolare i dati fino al 2011, ottenendo un tempo di dimezzamento ambientale simile (3,5 anni).

Per il fallout e il sedimento, a causa di fenomeni diffusivi che influenzano la mobilità del ^{137}Cs nelle rispettive matrici di riferimento (il suolo per quanto riguarda il fallout e sedimento stesso) si ricava che la diminuzione del ^{137}Cs segue quindi un andamento complesso che non può essere descritto da una semplice curva esponenziale decrescente, caratterizzata da un unico tempo di dimezzamento ambientale.

Matrice	Periodo considerato (anni)	Tempo di dimezzamento ambientale (anni)
Fallout	1993-2009	8,66
Fallout	1988-2009	9,51
Fallout	2001-2023	16,54
Latte di cascina	1989-2009	11,82
Sedimento	1989-2004	3,5
Pesce di lago	1989-2004	4,33
Pesce di lago	1989-2011	3,52
Acqua di lago	1990-2004	5,21
DMOS Casale M.to	1992-2009	10,07
DMOS Casale M.to	1992-2020	14,18
DMOS San Sebastiano	1992-2009	8,62
DMOS San Sebastiano	1992-2018	15,44
Miele di castagno (VC)	2006-2024	21,22
Miele di castagno (CN)	2000-2010	27

Bibliografia

[1] Luca Albertone, Maria Clivia Losana, Mauro Magnoni, Laura Porzio, "Rapporto sulla radioattività ambientale in Piemonte - Anni 2006-2009", Arpa Piemonte - Regione Piemonte, 2010, ISBN 978-88-74-79-124-8.

[2] Maria Clivia Losana, Mauro Magnoni, Chiara Pedrolì, "Confronto tra diversi metodi per considerare i valori inferiori alla Minima Attività Rivelabile nelle elaborazioni statistiche dei risultati delle analisi radiometriche", Atti del VII Convegno Nazionale Agenti Fisici, tenutosi a Stresa dal 5 al 7 giugno 2019.

[3] Mauro Magnoni, "A theoretical approach to the re-suspension factor", EPJ Web of Conferences: 2012, epjconf 20122/24 05008 (2012)

Monitoraggio della radioattività ambientale: obiettivi, indicatori ed organizzazione delle Reti di sorveglianza dei Siti Sogin

Luisa Leone¹, Francesco Mancini¹, Daniele Lusitani², Marco Alquati², Salvatore Abate³

¹SOGIN Sede Centrale, Via Marsala 51/c – 00185 Roma

²SOGIN Centrale di Caorso, Via Enrico Fermi, 5/A – 29012 Caorso (PC)

³SOGIN Impianto ITREC, SS 106 Jonica km 419+500 – 75026 Rotondella (MT)

leone@sogin.it

Riassunto

Scopo del lavoro è un approfondimento sui criteri e sugli indicatori adottati da Sogin nell'ambito della sorveglianza ambientale dei propri Siti. La Rete di sorveglianza ambientale di un'Installazione Nucleare è organizzata in funzione sia delle peculiarità del ciclo produttivo, che della tipologia e delle modalità di scarico degli effluenti radioattivi prodotti. A tal fine, all'interno del lavoro sono illustrati i risultati più significativi della sorveglianza ambientale di due Siti specifici, una Centrale e un Impianto del ciclo di riprocessamento del combustibile nucleare, presi a riferimento per le differenti peculiarità impiantistiche e per la diversità del corpo idrico recettore, con l'obiettivo di fornire un'analisi sulle principali concentrazioni di attività rilevate nelle matrici ambientali più significative.

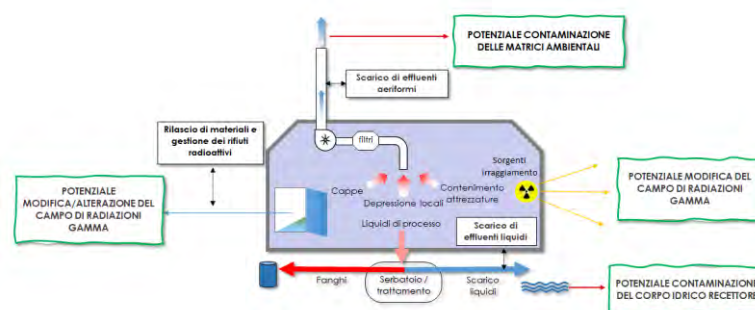
SITI NUCLEARI E POSSIBILI VIE DI DISPERSIONE DELLA RADIOATTIVITÀ

Le attività di esercizio e di disattivazione di un Impianto Nucleare, nonché di gestione dei rifiuti radioattivi prodotti e delle annesse strutture di stoccaggio possono comportare, in generale, l'immissione nell'ambiente esterno di effluenti radioattivi liquidi ed aeriformi. Gli effluenti sono riconducibili, ad esempio, agli scarichi dei sistemi di ventilazione dei locali ubicati in zona classificata, ai drenaggi degli ambienti di lavoro, alle soluzioni decontaminanti e ai liquidi detergenti utilizzati durante i processi di decontaminazione e/o trattamento di sistemi e componenti contaminati, con possibili ricadute al suolo e potenziale contaminazione delle matrici ambientali (fig.n.1).

Lo scarico in sicurezza di tali effluenti richiede accurati controlli e valutazioni di tipo radioprotezionistico, chimico ed ecologico.

Le disposizioni contenute nel D. Lgs. 101/2020 (rif. [1]), che disciplina le attività svolte in ambito nucleare garantiscono, attraverso un rigoroso e complesso meccanismo di procedure autorizzative, criteri tecnici e norme riguardanti il trattamento e la gestione degli effluenti radioattivi, le modalità di limitazione del loro rilascio nell'ambiente ed il controllo dell'inquinamento da essi prodotto. L'immissione di effluenti radioattivi nell'ambiente avviene nel rispetto di opportuni limiti, definiti nei termini della Formula di Scarico d'Impianto ed autorizzati dall'Ente di Controllo (ISIN) nell'ambito delle Prescrizioni Tecniche di Sito (rif [2] e [3]). Le attuali Formule di Scarico rispettano il criterio della non rilevanza radiologica, anche ai sensi dell'art. 54 del D. Lgs. 101/2020.

Figura 1 – Installazione nucleare e potenziali vie di dispersione della radioattività



CONTROLLO DELLA RADIOATTIVITA' AMBIENTALE

L'influenza sull'ambiente esterno degli effluenti radioattivi scaricati da un'Installazione Nucleare viene controllata mediante la Rete di Sorveglianza Ambientale, gestita dall'Esercente e sottoposta a controlli periodici da parte dell'Autorità di controllo (ISIN) e dell'ARPA, che svolge funzioni di vigilanza. La Rete consiste in un programma di prelievo ed

analisi di matrici ambientali ed alimentari nell'area circostante il Sito, quali particolato atmosferico e fall-out, acque superficiali e di falda, sedimenti, terreno, erba e colture.

Il controllo della radioattività ambientale risponde a finalità di tipo ambientale, sanitario e di protezione civile e consente di:

- analizzare l'andamento spazio-tempo delle concentrazioni di attività di nuclidi di origine antropica nell'ambiente e negli alimenti;
- rivelare fenomeni di potenziale accumulo dei radionuclidi a media e lunga vita nei principali comparti ambientali;
- valutare la dose ricevuta dalla popolazione a seguito dell'esposizione alle radiazioni derivanti dalla radioattività presente nell'ambiente e negli alimenti;
- individuare in maniera tempestiva il verificarsi di eventi anomali di diffusione della radioattività in ambiente, sia all'interno che all'esterno del territorio nazionale.

I requisiti fondamentali di una Rete di Sorveglianza Ambientale sono riportati all'interno della Safety Guide N° RS-G-1.8 della IAEA "Environmental and Source Monitoring for Purposes of Radiation Protection" e sono di seguito elencati:

- ✓ *significatività dei punti di prelievo rispetto alle modalità di diffusione dei contaminanti;*
- ✓ *rappresentatività delle matrici prelevate;*
- ✓ *adeguatezza delle tecniche analitiche.*

VIE DI ESPOSIZIONE E MATRICI DI RIFERIMENTO

L'esposizione dell'uomo alla radioattività può derivare dall'introduzione di materiale radiocontaminato nell'organismo, le cui vie preferenziali sono:

- ❖ l'inalazione di aria contaminata;
- ❖ l'ingestione di alimenti e acqua contaminati.

Una via ulteriore di esposizione dell'uomo alla radioattività è rappresentata dall'irraggiamento diretto da aria, suolo e acqua, a loro volta contaminati da sostanze radioattive.

Si riporta, in (tab. n.1), uno schema di sintesi sulle vie di esposizione direttamente e indirettamente connesse con lo scarico degli effluenti radioattivi.

Tabella 1 – Vie di esposizione e matrici di riferimento

SCARICO	MATRICE	
AERIFORME	Esposizione esterna	Rateo di dose gamma
	Deposizione	Aria Fall-out terreno
	Alimenti terrestri	Vegetali a foglia Altri vegetali Frutta Cereali Latte Carne Acqua potabile / acqua di falda
	Indicatori terrestri	Erba Muschi / licheni / funghi
LIQUIDO	Dispersione acquatica	Acqua superficiale Sedimenti
	Alimenti acquatici	Pesce Crostacei
	Indicatori acquatici	Alghe/Spugne

EFFLUENTI AERIFORMI E DIFFUSIONE DELLA RADIOATTIVITÀ IN AMBIENTE

La radiocontaminazione dell'atmosfera costituisce il primo segnale della dispersione in ambiente di radionuclidi artificiali, pertanto, rivestono particolare importanza il monitoraggio radiologico delle seguenti matrici:

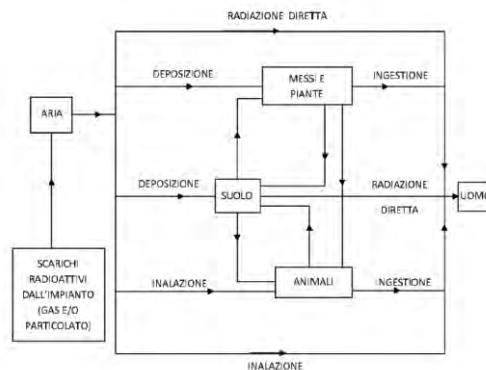
- aria (particolato atmosferico);
- ricadute umide e secche al suolo (fall-out).

Il monitoraggio di tali matrici consente di analizzare, in maniera tempestiva, eventuali fenomeni in atto e di adottare le adeguate misure mitigative.

Il rilascio di effluenti aeriformi può costituire veicolo di trasferimento della radioattività all'uomo, nel momento in cui il materiale contaminato, dopo essersi depositato al suolo e sulle acque superficiali, si trasferisce nell'acqua potabile ed infine nelle colture.

Le catene alimentari assumono particolare rilevanza come percorso di ritorno della radioattività all'uomo attraverso il consumo di alimenti quali latte, vegetali, pesce ed acqua potabile (fig. n.2).

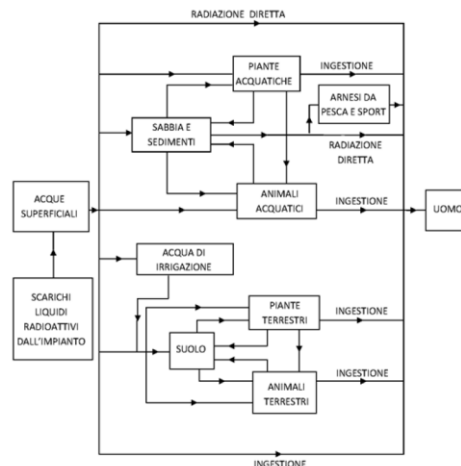
Figura 2 – Effluenti aeriformi e diffusione della radioattività



EFFLUENTI LIQUIDI E DIFFUSIONE DELLA RADIOATTIVITÀ IN AMBIENTE

Il rilascio di effluenti liquidi radioattivi può comportare un impatto radiologico sull'ambiente e sulla popolazione con effetti ritardati nel tempo, dovuti principalmente al diverso percorso che i radionuclidi seguono nei corpi idrici superficiali. La conoscenza delle modalità di diffusione dei contaminanti immessi nei corpi idrici permette di valutare sia il destino dei radionuclidi negli ecosistemi sia il rischio potenziale a cui è sottoposta la popolazione, la cui via principale di esposizione è rappresentata dall'ingestione di acqua (fig. n.3).

Figura 3 – Effluenti liquidi e diffusione della radioattività



RILASCI IN AMBIENTE E RICADUTE AL SUOLO

Il suolo rappresenta il comparto ambientale direttamente coinvolto da fenomeni di ricaduta di un'eventuale nube radioattiva. La contaminazione radioattiva, una volta depositatasi al suolo, segue diverse vie di diffusione, che possono interessare direttamente la migrazione lungo il profilo verticale del terreno o l'assorbimento attraverso l'apparato radicale delle piante. Le modalità di assorbimento della radioattività da parte del terreno e la rapidità di trasferimento della contaminazione all'uomo sono legate, oltre che alle caratteristiche fisiche e chimiche dei radioelementi, anche alle condizioni meteorologiche e alla configurazione geografica del Sito.

VALUTAZIONE DELL'IMPATTO AMBIENTALE

La conoscenza geografica del territorio, unitamente agli aspetti di natura socioeconomica, agli stili di vita e alle abitudini alimentari consentono di definire:

- ✓ le vie di esposizione significative di ritorno della radioattività all'uomo;
- ✓ i radionuclidi che comportano un contributo maggiore alla dose;
- ✓ gli individui rappresentativi della popolazione, ovvero gruppi di individui della popolazione la cui esposizione è ragionevolmente omogenea e rappresentativa di quella degli individui maggiormente esposti.

Gli individui rappresentativi sono presi a riferimento ai fini delle valutazioni dell'impatto radiologico alla popolazione e della pianificazione di eventuali misure di prevenzione e protezione da eventi anomali e/o incidentali.

Il monitoraggio radiologico analizza l'ambiente come percorso di ritorno della radioattività all'uomo e non è finalizzato, pertanto, alla caratterizzazione dello stato qualitativo delle componenti ambientali sotto il profilo radiologico, bensì all'identificazione degli individui rappresentativi della popolazione. La dose non è ottenuta da misure dirette su un individuo, come avviene per l'esposizione dei lavoratori, ma è valutata sulla base delle misure effettuate sugli scarichi e sulle matrici oggetto di monitoraggio.

RETE DI SORVEGLIANZA AMBIENTALE DEI SITI SOGIN

Il controllo delle modalità di diffusione della radioattività in ambiente e delle principali vie di esposizione alle radiazioni ionizzanti, connesso con l'avanzamento delle attività di decommissioning dei Siti Sogin, viene garantito attraverso il monitoraggio continuo delle matrici ambientali ed alimentari significative.

Sono previsti, inoltre, punti per la misura dell'intensità di dose gamma ambientale distribuiti lungo la recinzione di Sito, con lo scopo di valutare l'incremento potenzialmente prodotto dalle attività operative rispetto al fondo naturale di radiazioni gamma.

La Rete è strutturata su un programma di monitoraggio delle diverse matrici ambientali, nell'ambito del quale sono stabiliti:

- la tipologia di matrici da analizzare;
- la frequenza di prelievo e di misura delle matrici;
- i radionuclidi, le tecniche di misura e le sensibilità strumentali;
- i livelli di riferimento con i quali confrontare i risultati del monitoraggio.

La scelta dei punti di prelievo e delle frequenze minime di campionamento tiene conto della natura chimico-fisica della sorgente radioattiva, delle modalità di dispersione dei singoli radionuclidi, nonché delle caratteristiche e dei tempi di accumulo della radioattività nei vari comparti ambientali quali aria, suolo, ambiente idrico ed agroalimentare.

Le matrici alimentari corrispondono solitamente alle principali colture di produzione locale, mentre la scelta del radionuclide da indagare è spesso legata alla capacità di assorbimento selettiva da parte della matrice nei confronti di quei radionuclidi che presentano affinità chimica con i radioelementi, di origine naturale, che tipicamente si concentrano nella matrice stessa:

- *Stronzio → Calcio → si concentra nel latte;*
- *Cesio → Potassio → si concentra negli alimenti per animali e nelle piante.*

MATRICI, PUNTI DI CAMPIONAMENTO E RADIONUCLIDI DI INTERESSE

La scelta delle matrici, dei punti di campionamento e dei radionuclidi da indagare tiene conto sia della tipologia dell'impianto e sia delle caratteristiche dell'ambiente esterno.

Le matrici oggetto del Programma di Sorveglianza Ambientale si dividono nei seguenti sottogruppi:

Matrici alimentari

Sono individuate mediante specifiche indagini socioeconomiche ed ambientali tra quelle che comportano un'esposizione diretta per ingestione agli individui rappresentativi della popolazione.

Matrici vettore

Sono quelle matrici che contribuiscono alla dose efficace in modo indiretto, in quanto hanno un ruolo fondamentale nella catena alimentare pur non essendo consumate direttamente dall'uomo, come foraggio, erba, alghe, aria, acqua e terreno.

Matrici legate all'inalazione

Sono le matrici che possono provocare un'esposizione diretta per inalazione agli individui rappresentativi della popolazione. Fanno parte di questo gruppo l'aria e il terreno (contributo dell'inalazione a seguito del particolato risospeso).

Matrici legate all'irraggiamento esterno

Sono le matrici che possono provocare un'esposizione diretta per irraggiamento agli individui rappresentativi della popolazione. Possono essere annoverate in questo gruppo aria, terreno, acqua, sabbia e sedimenti.

I punti di prelievo sono di norma localizzati lungo le principali direttrici di diffusione della contaminazione, tenendo conto delle caratteristiche peculiari del territorio (agricole e socioeconomiche).

La presenza di corpi idrici o di condizioni meteo tipiche del Sito può determinare punti di maggior ricaduta e vie preferenziali di diffusione. Allo scopo di discriminare l'influenza dei rilasci dell'Installazione Nucleare rispetto ai valori del fondo ambientale tipici dell'area d'interesse, devono essere definiti dei punti di bianco, posti ad una distanza tale dal Sito per cui si possa ragionevolmente considerare nulla l'influenza dei rilasci immessi nell'ambiente.

I radionuclidi sono scelti sulla base delle seguenti considerazioni:

- *radionuclidi che appartengono al vettore di impianto e/o si concentrano in specifiche matrici;*
- *radionuclidi la cui presenza può essere correlata a quella di altri meno facilmente rivelabili (^{90}Sr al ^{137}Cs).*

In funzione del tipo di radionuclide da indagare, è poi scelta la tecnica di misura più adeguata. Nel caso in cui la determinazione di un radionuclide perda di significatività, a causa delle mutate condizioni dell'impianto, viene effettuata all'Autorità di Controllo una richiesta di variazione della Rete di Sorveglianza Ambientale.

LIVELLI DI RIFERIMENTO NELLE MATRICI

La normativa vigente in materia di radioprotezione pone limiti per l'esposizione della popolazione alla radioattività in termini di dose efficace ed equivalente, pertanto, i risultati analitici dei controlli radiometrici non sono direttamente confrontabili con i limiti di legge.

Si utilizzano, nell'ambito della sorveglianza ambientale dei Siti Nucleari, livelli di riferimento espressi in termini di concentrazioni derivate del radionuclide nella specifica matrice e calcolati ipotizzando un obiettivo di dose per la popolazione.

Il livello di riferimento è ottenuto, di norma, ipotizzando un assorbimento di dose da parte degli individui della popolazione inferiore o uguale alla non rilevanza radiologica ($\leq 10 \mu\text{Sv}/\text{anno}$) e in questo caso è definito "livello di indagine". Tale livello non costituisce un limite, tuttavia, in caso di superamento devono essere intraprese delle azioni specifiche.

SITI SOGIN – APPLICAZIONE DELLA SORVEGLIANZA AMBIENTALE

Ogni anno i Siti Sogin effettuano centinaia di campionamenti e misure mediante i rispettivi Programmi di Sorveglianza Ambientale. La Rete di Sorveglianza Ambientale risponde ad una specifica prescrizione tecnica impartita dall'Autorità di Controllo, assicura un monitoraggio radiologico delle matrici ambientali ad intervalli regolari di misura e in merito a parametri radiometrici pianificati.

Si riportano, nei paragrafi seguenti, due esempi di applicazione della sorveglianza ambientale presso i Siti Sogin, l'Impianto di Trattamento Elementi del Combustibile dell'Area Disattivazione Trisaia (rif. [5]) e la Centrale Nucleare di Caorso (rif. [6]), presi a riferimento per le differenti peculiarità impiantistiche e per la diversità del corpo idrico recettore, in un caso il Mar Ionio e nell'altro il Fiume Po.

Si illustrano, per entrambi i Siti, la Rete di Sorveglianza Ambientale con il relativo Programma di Sorveglianza.

IMPIANTO ITREC DI ROTONDELLA

L'impianto ITREC (Impianto TRattamento Elementi Combustibile) dell'Area Disattivazione Trisaia di Sogin è situato all'interno del Centro Ricerche ENEA del Comune di Rotondella (MT) ed appartiene alla categoria di impianti nucleari destinati al trattamento del combustibile irraggiato. Unico nella sua tipologia era stato progettato su scala pilota, alla fine degli anni sessanta, allo scopo di dimostrare la fattibilità della chiusura del ciclo uranio-torio mediante riprocessamento di combustibile irraggiato e rifabbricazione di nuovo combustibile, utilizzando l'Uranio ($^{235}\text{U} + ^{233}\text{U}$) e il Torio (^{232}Th) recuperati.

La Rete attuale analizza circa 60 punti di misura, ubicati all'interno e all'esterno del perimetro di Sito, come riportato in (fig. n.4).

Figura 4 – Impianto ITREC di Rotondella: Rete di Sorveglianza Ambientale



Tabella 2 – Impianto ITREC di Rotondella: Programma di Sorveglianza Ambientale

MATRICE	RADIONUCLIDE	FREQUENZA DI MISURA
Aria (particolato atmosferico)	Beta totale	Giornaliero
	^{137}Cs	Mensile
Frutta	^{137}Cs	Trimestrale
	^{90}Sr	Trimestrale
Vegetali	^{137}Cs	Trimestrale
	^{90}Sr	Trimestrale
Foraggio	^{137}Cs	Annuale
	^{90}Sr	Annuale
Latte	^{137}Cs	Mensile
	^{90}Sr	Mensile
Terreno	^{137}Cs	Annuale
Acqua superficiale (mare)	^{137}Cs	Trimestrale
	^{232}Th	Trimestrale
	^{90}Sr	Trimestrale
Pesce	^{137}Cs	Trimestrale
Molluschi	^{137}Cs	Annuale
Sabbia e sedimenti	^{137}Cs	Trimestrale
Acqua di falda	^{137}Cs	Trimestrale
	Beta totale	Trimestrale

CENTRALE NUCLEARE DI CAORSO

La centrale nucleare di Caorso, della tipologia BWR (Boiling Water Reactor) e con una potenza di 860 MW, è stata progettata e realizzata nei primi anni settanta ed appartiene alla seconda generazione di impianti nucleari. Tutto il combustibile irraggiato è stato allontanato all'estero per il suo riprocessamento. I radionuclidi di riferimento ed oggetto del Programma di Sorveglianza Ambientale (tab. n.3) sono i prodotti di fissione come il ^{137}Cs e lo ^{90}Sr , i prodotti di attivazione come il ^{60}Co .

La Rete di Sorveglianza ambientale è costituita da punti di campionamento ubicati nell'area esterna al Sito (fig. n.5).

Figura 5 – Centrale Nucleare di Caorso: Rete di Sorveglianza Ambientale

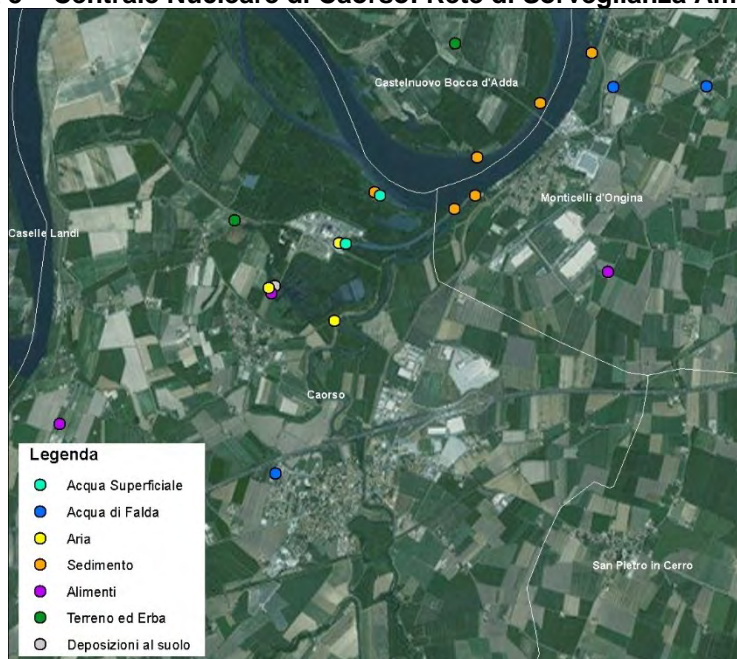


Tabella 3 – Centrale Nucleare di Caorso: Programma di Sorveglianza Ambientale

MATRICE	RADIONUCLIDE	FREQUENZA DI MISURA
Aria (particolato atmosferico)	Beta totale	Settimanale
	^{137}Cs , ^{60}Co	Mensile
Latte	^{137}Cs , ^{60}Co	Semestrale
	^{90}Sr	Semestrale
Foraggio	^{137}Cs , ^{60}Co	Semestrale
Insalata	^{137}Cs , ^{60}Co	Semestrale
	^{90}Sr	Semestrale
Mais	^{137}Cs , ^{60}Co	Annuale
Pomodoro	^{137}Cs , ^{60}Co	Annuale
Carne suina	^{137}Cs , ^{60}Co	Annuale
Carne bovina	^{137}Cs , ^{60}Co	Annuale
Pesce	^{137}Cs , ^{60}Co	Semestrale
Acqua superficiale (fiume Po)	^{137}Cs , ^{60}Co	Mensile
Acqua potabile/falda	^{137}Cs , ^{60}Co	Semestrale
	^{90}Sr	Semestrale
Sedimenti	^{137}Cs , ^{60}Co	Semestrale
Terreno	^{137}Cs , ^{60}Co	Semestrale
Uova	^{137}Cs , ^{60}Co	Semestrale

RISULTATI DELLA SORVEGLIANZA AMBIENTALE

Le matrici ambientali direttamente connesse con il rilascio degli effluenti radioattivi e significative ai fini della valutazione di un potenziale impatto connesso con l'avanzamento delle attività di decommissioning degli Impianti sono riconducibili alle seguenti:

- Terreno;
- Acqua superficiale;
- Acqua di falda.

Si illustrano, di seguito, i risultati del monitoraggio radiologico condotto nel corso degli anni dai rispettivi Siti. In particolare, nel caso del terreno, si riporta l'andamento negli anni della concentrazione di ^{137}Cs , risultata sempre superiore alla minima concentrazione di attività e comunque in linea con il fondo ambientale. Mentre, nel caso delle acque superficiali e di falda, si forniscono esclusivamente gli ultimi risultati disponibili e relativi al monitoraggio del 2023, allo scopo di confrontarli con i livelli di riferimento adottati.

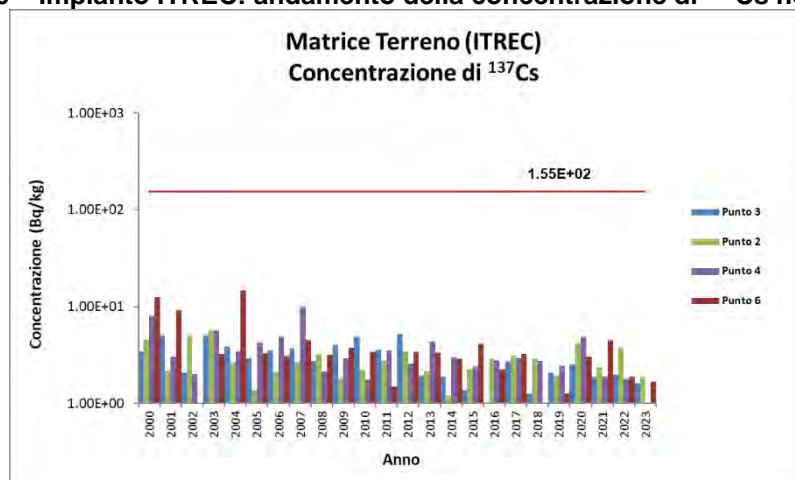
MATRICE TERRENO

L'unico radionuclide artificiale gamma emettitore superiore alla minima concentrazione di attività rilevabile è il ^{137}Cs , le cui concentrazioni di attività sono comprese nell'intervallo dei valori tipici del fondo ambientale, come si evince nelle Reti Regionali gestite rispettivamente da Arpa Basilica e Arpa Emilia Romagna (rif. [8] e rif. [9]).

La presenza in tracce di ^{137}Cs nei suoli è del tutto imputabile alle ricadute dell'incidente di Chernobyl, con una distribuzione di buona parte della contaminazione in corrispondenza degli strati superficiali.

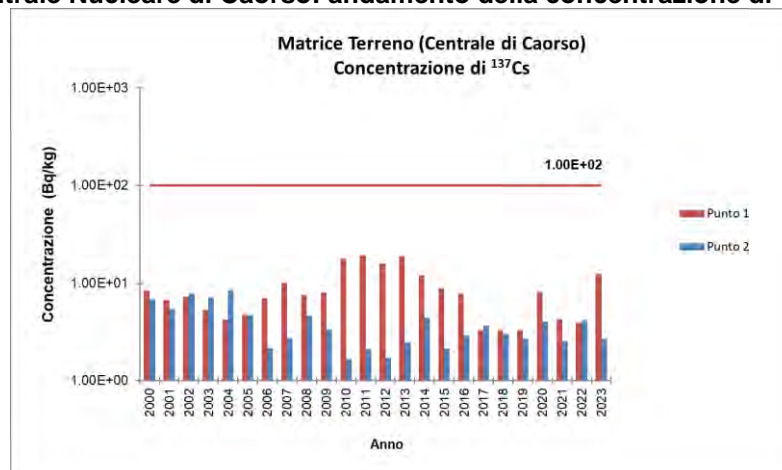
Impianto ITREC di Rotondella

Figura 6 – Impianto ITREC: andamento della concentrazione di ^{137}Cs nel terreno



Centrale Nucleare di Caorso

Figura 7 – Centrale Nucleare di Caorso: andamento della concentrazione di ^{137}Cs nel terreno



MATRICE ACQUA SUPERFICIALE

Si riportano, di seguito, i risultati del monitoraggio radiologico condotto nel 2023.

1. Impianto ITREC di Rotondella - Acqua di mare

Le concentrazioni di attività misurate sono inferiori alle minime concentrazioni di attività rilevabile. Non sono state rilevate tracce di radioattività artificiale riconducibile a radionuclidi di impianto (^{137}Cs , ^{90}Sr , ^3H , ^{232}Th).

2. Centrale Nucleare di Caorso - Acqua di fiume

Si evidenziano tracce di ^{137}Cs , prossime al limite di rilevabilità, solo in alcuni campioni prelevati dalla componente in sospensione delle acque del fiume Po.

MATRICE ACQUA DI FALDA

Si riportano, di seguito, i risultati del monitoraggio radiologico condotto nel 2023.

1. Impianto ITREC di Rotondella - Acqua di falda

I valori Beta totale superiori alla minima concentrazione di attività rilevabile sono privi di rilevanza radiologica e in linea con i valori rilevati da Arpa Basilicata nella propria rete (rif. [8]).

Tabella 4 – Impianto ITREC di Rotondella: matrice acqua di falda (anno 2023)

Concentrazione media annua Beta totale [Bq/l] - ACQUA DI FALDA			
ID Punto di prelievo (piezometri)	Valore medio [Bq/l]	Livello di riferimento [Bq/l]	Valori Rete Regionale [Bq/l]
Punti (32.1, 32.2)	2,34E-01	0,5	(0,037 ÷ 1,67)
Punto (34)	8,09E-02		
Punti (31.3/5/9/11)	6,27E-02		
Punto (33)	5,48E-02		

2. Centrale Nucleare di Caorso – Acqua di falda

Non è stata rilevata alcuna presenza di radionuclidi di origine artificiale gamma emettitori, mentre la concentrazione media di ^{90}Sr risulta inferiore e/o prossima alla minima concentrazione di attività rilevabile, con valori misurati dell'ordine di $1,00\text{E}-03$ Bq/l.

Tabella 5 – Centrale Nucleare di Caorso: matrice acqua di falda (anno 2023)

Concentrazione media annua ^{90}Sr [Bq/l] – ACQUA DI FALDA			
ID Punto di prelievo	Valore medio [Bq/l]	Livello di riferimento [Bq/l]	Concentrazione di attività derivata (D. Lgs. 15 febbraio 2016, n.28) ¹ [Bq/l]
Punto 2 (pozzo)	$\leq 4,83\text{E}-03$	0,06	4,90

CONCLUSIONI

Il monitoraggio radiologico ambientale rappresenta una fase importante del processo di esercizio e di decommissioning di un'Installazione Nucleare, in quanto fornisce i criteri per operare in sicurezza e a garanzia della protezione sanitaria e della salvaguardia ambientale. L'estrema complessità delle attività di decommissioning e la gestione in sicurezza dei rifiuti radioattivi prodotti e delle annesse strutture di stoccaggio richiedono elevati standard di progettazione, nonché l'adozione di misure di radioprotezione e programmi di monitoraggio radiologico delle aree di lavoro, delle vie di esposizione e delle diverse matrici ambientali.

¹ Attuazione della direttiva 2013/51/EURATOM del Consiglio, del 22 ottobre 2013, che stabilisce requisiti per la tutela della salute della popolazione relativamente alle sostanze radioattive presenti nelle acque destinate al consumo umano: valore calcolato per una dose alla popolazione di 0,1 mSv e un'ingestione annua di 730 litri.

Bibliografia

- [1] **D. Lgs. 101/2020 – Attuazione della direttiva 2013/59/Euratom, che stabilisce norme fondamentali di sicurezza relative alla protezione contro i pericoli derivanti dall’esposizione alle radiazioni ionizzanti, e che abroga le direttive 89/618/Euratom, 90/641/Euratom, 96/29/Euratom, 97/43/Euratom e 2003/122/Euratom e riordino della normativa di settore in attuazione dell’articolo 20, comma 1, lettera a), della legge 4 ottobre 2019, n. 117.**
- [2] **ISPRA - Doc APAT RIS ITR 02/2006 – 12 Giugno 2006 “Prescrizioni per l’esercizio ai fini del mantenimento in sicurezza dell’impianto ITREC e per l’esecuzione delle attività prope-
deutiche alla disattivazione”.**
- [3] **ISIN-CAORSO-AP-PGT-10-2024 – Centrale Nucleare di Caorso, Prescrizioni per la disatti-
vazione – Agosto 2024.**
- [4] **CNEN Rapporto del Comitato 4 della Commissione Internazionale per la Protezione Ra-
diologica – pubblicazione ICRP 7: “Principi di Sorveglianza della Radioattività Ambientale
in relazione all’impiego di sostanze radioattive” – adottato il 13 settembre 1965.**
- [5] **Sogin Area Disattivazione Trisaia – Documento IT RA 00253 rev.00 “Rapporto sulla ra-
dioattività ambientale” - anno 2023.**
- [6] **Sogin Centrale di Caorso – Documento CA CH 00523 rev.00 “Rapporto annuale sullo stato
della radioattività nell’ambiente circostante la Centrale Nucleare di Caorso – Anno 2023.**
- [7] **ISIN/ARPAB Indagine sulla radioattività ambientale nelle aree limitrofe all’impianto Itrec
Anno 2018.**
- [8] **ARPA Basilicata: Rapporto sulla radioattività ambientale in Basilicata Anno 2020.**
- [9] **Arpa Emilia Romagna: Portale dati ambientali 2022.**



Congresso Nazionale Airp
Lucca, 27 – 29 settembre 2024

Modelli per la valutazione delle concentrazioni di radioattività negli scarichi degli effluenti liquidi e aeriformi per le installazioni del Joint Research Centre (JRC-Ispra)

M. Cecchini², F. Gueli¹, G. Iurlaro¹, G. Magrotti¹, C. Tinè², G. Merla², A. Ravazzani¹, G. Bilancia¹

¹Commissione Europea, DG JRC, sito di Ispra (VA)

²ONET TECHNOLOGIES ND, Stab. Italia DDA

Riassunto

Il JRC-Ispra, nell'ambito delle attività di esercizio e pre-disattivazione degli impianti e delle installazioni nucleari, effettua scarichi di effluenti radioattivi aeriformi e liquidi in ambiente in quantità conformi ai limiti autorizzati nella "Formula di scarico" che garantisce un impatto privo di rilevanza radiologica (dose efficace minore o uguale a 10 μ Sv/anno all'individuo rappresentativo della popolazione). Gli effluenti liquidi sono scaricati tramite il ruscello Novellino, dopo trattamento presso la Stazione di Trattamento dei Effluenti radioattivi Liquidi (STEL), mentre gli effluenti aeriformi sono scaricati tramite i camini di cinque diverse installazioni, dopo filtrazione con filtri HEPA.

Il livello di radioattività nell'ambiente circostante il JRC-Ispra viene costantemente controllato applicando il programma di sorveglianza ambientale approvato da ISIN che prevede il prelievo in diversi luoghi e l'analisi del contenuto di radioattività di numerose matrici ambientali. Le misure di radioattività nelle matrici ambientali sono condotte dal JRC-Ispra tramite Laboratorio di sito accreditato per le Misure di Radioattività (LMR).

Per stimare la concentrazione attesa di radionuclidi nelle matrici ambientali viene fatto uso sia della piattaforma software FRAMES, che implementa il codice di calcolo GENII, che della metodologia proposta da IAEA nella SRS n.19 per la valutazione dell'impatto degli scarichi di sostanze radioattive sull'ambiente.

Il presente lavoro descrive i modelli di calcolo applicati per le stime di concentrazione dei radionuclidi in alcune matrici ambientali rappresentative e mette a confronto le stime ottenute dall'applicazione del codice di calcolo GENII-FRAMES e dalla metodologia proposta da IAEA con i risultati delle misure effettuate da LMR sui campioni ambientali prelevati nell'ambito del programma di sorveglianza ambientale del JRC-Ispra.

INTRODUZIONE

Il JRC-Ispra, nell'ambito delle attività di esercizio e pre-disattivazione dei propri impianti ed installazioni nucleari, effettua rilasci pianificati di effluenti aeriformi e liquidi radioattivi in ambiente, in quantità conformi ai limiti autorizzati nella "Formula di scarico" ovvero tali che, per l'insieme delle installazioni, sia garantito il soddisfacimento del criterio di non rilevanza radiologica: dose efficace inferiore o al più pari a 10 μ Sv/anno all'individuo rappresentativo della popolazione (D.Lgs.101, 2020).

Nel presente articolo sono riportate le metodologie usata per stimare le concentrazioni dei radionuclidi nelle matrici considerate, tali da essere direttamente confrontabili con le misure radiometriche.

Le stime delle concentrazioni di attività, sulla base di ipotesi conservative applicate ai modelli di dispersione di effluenti liquidi e aeriformi, unite alle relative misure condotte dal laboratorio di sito accreditato per le Misure di Radioattività (LMR), consentono di monitorare l'impatto sulla popolazione e sull'ambiente degli scarichi pianificati dalle installazioni del JRC-Ispra, nel rispetto del criterio di non rilevanza radiologica (D.Lgs.101, 2020).

Le misure di concentrazione di radioattività nelle matrici prelevate dai luoghi circostanti le installazioni nucleari sono eseguite dal JRC-Ispra in accordo e in ottemperanza a (D.Lgs.101, 2020), (D.Lgs.28, 2016) e (Euratom, 2000).

MATRICI DI RIFERIMENTO PER IL MONITORAGGIO DELLA RADIOATTIVITA' AMBIENTALE

Le matrici ambientali e alimentari analizzate nell'ambito del monitoraggio della radioattività ambientale sono state definite per la rete di sorveglianza del JRC-Ispra in accordo a quanto riportato nelle linee guida per il monitoraggio della radioattività di ISIN (ISPRA, 2012). In Tabella

1 sono riportate le matrici e i radionuclidi per i quali sono state stimate le concentrazioni di attività ai fini del presente lavoro.

Tabella 1 - matrici e radionuclidi esaminati.

Matrici principali	Radionuclidi
Particolato Atmosferico	^{241}Am , ^{137}Cs
Vapore Acqueo Atmosferico	HTO
Acque superficiali (fiume)	^{241}Am , altri β (^{60}Co), ^{137}Cs , HTO, altri α (^{239}Pu), ^{90}Sr
Latte	^{137}Cs , ^{90}Sr

METODOLOGIA DI CALCOLO

La metodologia dei calcoli delle concentrazioni di attività si basano su modelli matematici, che dipendono dalla matrice di riferimento e vengono riportati in dettaglio nei paragrafi seguenti.

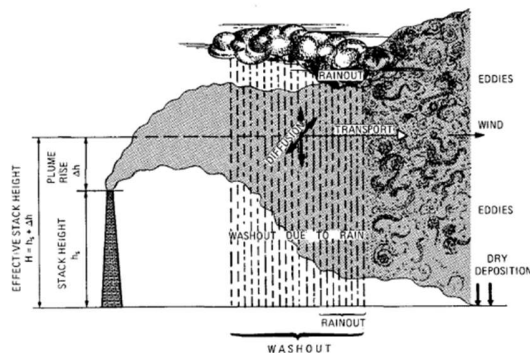
Modello IAEA Safety Reports Series n. 19

RILASCI AERIFORMI

Per i rilasci pianificati di effluenti aeriformi da una sorgente puntuale (Figura 1) è stato assunto il modello di dispersione Gaussiano, ampiamente accettato per valutazioni radiologiche (IAEA, 1980), con le seguenti ipotesi e limitazioni (IAEA 19, 2001):

- il modello assume che la dispersione del pennacchio sia descritta da una distribuzione Gaussiana orizzontale e verticale della concentrazione, caratterizzata rispettivamente dalle deviazioni standard σ_y e σ_z ;
- il rilascio avvenga ad un'altezza effettiva H [m], che rappresenta l'altezza fisica di rilascio (altezza camino h_s) più la risalita del pennacchio (Δh) che potrebbe essere dovuta ad esempio ai fumi caldi. In via conservativa nel presente lavoro non è stata considerata la risalita del pennacchio ($\Delta h = 0$), identificando quindi l'altezza effettiva con l'altezza fisica di rilascio ($H = h_s$).
- la dispersione avvenga su terreni pianeggianti;
- il modello è appropriato per rilascio continuo e non per rilasci di breve durata;
- il modello è appropriato entro una distanza tra 100 m e 20 km dalla sorgente di rilascio;
- condizioni meteorologiche stabili (classe D, secondo la classificazione Pasquill-Gifford (Gifford, 1975));
- unica direzione del vento per tutti i calcoli di concentrazione;
- assenza dell'effetto edificio, ovvero è stato ipotizzato che non ci siano edifici vicini alla sorgente di rilascio la cui altezza H_B [m] possa influenzare il flusso d'aria rilasciato all'altezza H .

Figura 1: Comportamento degli effluenti rilasciati in atmosfera (IAEA, 1980).



PARTICOLATO ATMOSFERICO

Per il particolato atmosferico, misurato per analizzare la contaminazione in aria dovuta alla ricaduta dagli strati più alti dell'atmosfera e alla risospensione dal suolo contaminato (ISPRA,

2012), è stata calcolata la concentrazione media annua della radioattività in aria C_A [Bq/m³] del radionuclide i ad una distanza x [m] sottovento nel settore p (da qui in avanti concentrazione media annua) secondo la formula seguente (IAEA 19, 2001):

$$C_A = (P_p \times F \times Q_i) / u_a$$

dove:

- P_p è la frazione di tempo durante l'anno per cui il vento soffia nella direzione del settore p dove è ubicato il punto ricettore e conservativamente è posto pari a 0.25 (IAEA 19, 2001);
- F è il fattore di diffusione Gaussiano [m²] dipendente dall'altezza di rilascio H [m] e dalla distanza x [m] del ricettore sottovento e i valori sono stati tratti dalla Tabella I di (IAEA 19, 2001) per classe di stabilità Pasquill-Gifford tipo D (condizioni atmosferiche neutrali);
- Q_i è il tasso di rilascio medio annuo [Bq/s] per il radionuclide i (dato da ciascun impianto);
- u_a è la velocità media annua del vento all'altezza del punto di rilascio [m/s], posto pari 1 [m/s] che è stato estrapolato dai dati della stazione meteo del Sito Ispra relativi al 2023.

Conservativamente per il calcolo della C_A l'impovertimento del pennacchio dovuto alle deposizioni secche, alle deposizioni umide (per pioggia) e al decadimento radioattivo non viene considerato.

VAPORE ACQUEO ATMOSFERICO

Per il vapore acqueo atmosferico, ed in particolare per la forma chimica di acqua triziata HTO in cui si considera il trizio (³H), la concentrazione di HTO in aria [Bq/m³] media annua $C_{a,HTO}$ [Bq/L] ad una distanza x [m] sottovento nel settore p è calcolata secondo la formula seguente (IAEA 19, 2001):

$$C_{a,HTO} = C_A / H_x$$

dove:

- C_A è la concentrazione media annua di ³H in aria [Bq/m³];
 - H_x è l'umidità assoluta dell'atmosfera, il cui valore predefinito in (IAEA 19, 2001) è 6×10^{-3} [L/m³].
- Si precisa che per la metodologia impiegata dal laboratorio LMR del JRC-Ispra per la misura della concentrazione di trizio nel vapore acqueo è eseguita indipendentemente dall'umidità, di conseguenza il calcolo di ³H in aria [Bq/m³] è stato condotto con la formula del particolato.

DEPOSIZIONI UMIDE E SECHE

La frazione del particolato che si deposita al suolo è dovuta sia alle precipitazioni atmosferiche che a ricadute secche, al fine di calcolare la concentrazione di attività sul suolo, $C_{gr,i}$ [Bq/m²], deve essere prima valutata l'intensità di deposizione media giornaliera d_i [Bq/(m²*g)] sul suolo per un dato radionuclide i , data da (IAEA 19, 2001):

$$d_i = V_T \times C_A$$

dove:

- $V_T = V_d + V_w$ è il coefficiente di velocità [m/g] di deposizione totale somma del coefficiente di deposizioni secche (V_d [m/g]) e deposizioni umide (V_w [m/g]) per un dato radionuclide i . Tale parametro è posto conservativamente pari a 1000 [m/g] tranne per ³H per cui $V_T = 0$ (IAEA 19, 2001);
- C_A è la concentrazione media annua del radionuclide i in aria [Bq/m³];

La concentrazione di attività sul suolo, $C_{gr,i}$ [Bq/m²], è ricavata dalla formula seguente (IAEA 19, 2001):

$$C_{gr,i} = [d_i \times (1 - e^{-\lambda_{E,i,s} \cdot t_b})] / \lambda_{E,i,s}$$

dove:

- d_i è l'intensità di deposizione media giornaliera sul suolo [Bq/(m²*g)];
- λ_i è la costante di decadimento per il radionuclide i [1/g] (Allegato II di (IAEA 19, 2001));

- λ_s è la costante per la riduzione dell'attività nel suolo [1/g] nella zona della radice dovuta a processi diversi dal decadimento radioattivo per un radionuclide i (da Tab. X di (IAEA 19, 2001)) quali ad esempio lavaggio da pioggia o irrigazione, asportazione da vento, pascolo, ecc..;
- $\lambda_{E,i,s} = \lambda_i + \lambda_s$ è la costante di riduzione effettiva di attività per il radionuclide i [1/g] nel suolo nella zona della radice;
- t_b è la durata degli scarichi radioattivi [g] posto pari a $1.1 \cdot 10^4$ [g], ovvero 30 anni (da Tab. VIII di (IAEA 19, 2001)).

VEGETALI

La concentrazione di attività nei vegetali può derivare sia dai radionuclidi dispersi in atmosfera, per deposizioni umide e secche, sia da irrigazione con acqua contaminata.

L'attività ricaduta dall'atmosfera può dare contaminazione diretta o indiretta ovvero può essere:

- intercettata dalle foglie e da queste assorbita dalla pianta (contaminazione diretta);
- assorbita dal suolo tramite radice o da quello aderente alla pianta (contaminazione indiretta).

Concentrazione di attività nel vegetale per contaminazione diretta (aria)

Per rilasci aeriformi la concentrazione di attività nel vegetale $C_{v,i,1}$ [Bq/kg] per contaminazione diretta del radionuclide i (materiale secco [Bq/Kg]_{secco} per vegetali destinati a animali da pascolo, materiale fresco [Bq/kg] per vegetali destinati al consumo umano), è ricavato dalla seguente equazione (IAEA 19, 2001):

$$C_{v,i,1} = [d_i \times \alpha \times (1 - e^{-\lambda_{E,i,v} \cdot t_e})] / \lambda_{E,i,v}$$

dove:

- d_i è l'intensità di deposizione media giornaliera sul suolo [Bq/(m²*g)];
- α è il fattore di intercettazione di massa [m²/kg] ed esprime la frazione dell'attività depositata nel suolo che viene intercettata dalla parte commestibile del vegetale. Per vegetali destinati a mangimi per animali (foraggio secco), il valore predefinito è $\alpha = \alpha_1 = 3$ [m²/kg], mentre per vegetali destinati a consumi umani, il valore predefinito è $\alpha = \alpha_2 = 0.3$ [m²/kg] (Tab. VII di (IAEA 19, 2001));
- λ_i è la costante di decadimento per il radionuclide i [1/g] (Allegato II di (IAEA 19, 2001));
- λ_w è la costante per la riduzione dell'attività [1/g] sulla superficie della pianta dovuta a processi diversi dal decadimento radioattivo per un radionuclide i posto pari 0.05 [1/g] (Tab. VII di (IAEA 19, 2001));
- $\lambda_{E,i,v} = \lambda_i + \lambda_s$ è la costante di riduzione effettiva di attività per il radionuclide i nella pianta;
- t_e è la durata temporale per cui i vegetali sono esposti alla contaminazione durante la stagione della crescita [g]. Il valore è pari a 30 [g] per foraggio destinato a animali, mentre è pari a 60 [g] per vegetali destinati al consumo umano (da Tab. VIII di (IAEA 19, 2001)).

Concentrazione di attività nel vegetale per contaminazione indiretta (suolo)

La concentrazione di attività nel vegetale $C_{v,i,2}$ [Bq/kg] per contaminazione indiretta del radionuclide i (materiale secco [Bq/Kg]_{secco} per vegetali destinati a animali da pascolo, materiale fresco [Bq/kg] per vegetali destinati a consumo umano), ovvero per assorbimento dell'attività dal suolo che è in prossimità della radice e dal suolo aderente alla pianta, è dato dalla seguente equazione (IAEA 19, 2001):

$$C_{v,i,2} = F_v \times C_{s,i}$$

dove:

- F_v è il fattore di assorbimento dal suolo alle porzioni commestibili del vegetale, compreso il suolo aderente alla pianta. Per i vari nuclidi e per i vari tipi di vegetali (destinati agli animali, oppure per consumo umano), i valori di F_v sono riportati nella Tab. XI di (IAEA, 2001);
- $C_{s,i}$ [Bq/kg] = $C_{gr,i}/\rho$ è la concentrazione di attività nel suolo secco del radionuclide i (IAEA 19, 2001) nella zona della radice della pianta dove:

- ρ [Kg/m²] è la densità superficiale del suolo secco nella zona della radice i cui valori sono compresi tra 50 [Kg/m²] e 260 [Kg/m²] (Tab. IX di (IAEA 19, 2001)). Nel presente lavoro si è considerato un valore pari a 130 [Kg/m²] tipico dei terreni da pascolo;
- $C_{gr,i}$ [Bq/m²] è la concentrazione di attività sulla superficie del suolo del radionuclide i (definita nel § “DEPOSIZIONI UMIDE E SECCHHE” di cui sopra);

Concentrazione di attività totale nel vegetale per contaminazione diretta e indiretta

La concentrazione di attività totale nel vegetale $C_{v,i}$ [Bq/kg] per deposizione diretta nella parte aerea del vegetale (contaminazione diretta) e per assorbimento dal suolo (contaminazione indiretta) del radionuclide i, è dato dalla seguente equazione (IAEA 19, 2001):

$$C_{v,i} = (C_{v,i,1} + C_{v,i,2}) \times e^{-\lambda_i t_h}$$

dove:

- $C_{v,i,1}$ [Bq/kg] è la concentrazione di attività nel vegetale per contaminazione diretta del radionuclide i (materiale secco [Bq/Kg]_{secco} per vegetali destinati a animali da pascolo, materiale fresco [Bq/kg] per vegetali destinati a consumo umano);
- $C_{v,i,2}$ [Bq/kg] è la concentrazione di attività nel vegetale per contaminazione indiretta del radionuclide i (materiale secco [Bq/Kg]_{secco} per vegetali destinati a animali da pascolo, materiale fresco [Bq/kg] per vegetali destinati a consumo umano);
- λ_i è la costante di decadimento per il radionuclide i [1/g] (Allegato II di (IAEA 19, 2001));
- t_h è la durata temporale tra la raccolta del vegetale e il suo consumo. In particolare $t_h = 0$ [g] per foraggio destinato a animali che stanno pascolando, $t_h = 90$ [g] per mangimi stoccati per consumo animale, $t_h = 14$ [g] per vegetali destinati al consumo umano (Tab. VIII di (IAEA 19, 2001)).

ALIMENTI PER ANIMALI

La concentrazione di attività del radionuclide i negli alimenti vegetali $C_{a,i}$ [Bq/kg]_{secco} destinati al consumo animale (materiale secco), è dato dalla seguente equazione (IAEA 19, 2001):

$$C_{a,i} = f_p \times C_{v,i} + (1 - f_p) \times C_{p,i}$$

dove:

- $C_{v,i}$ [Bq/kg]_{secco} è la concentrazione di attività nel vegetale da pascolo per contaminazione diretta e indiretta del radionuclide i (materiale secco), calcolato come sopra con $t_h = 0$ [g];
- $C_{p,i}$ [Bq/kg]_{secco} è la concentrazione di attività nel vegetale stoccato per contaminazione diretta e indiretta del radionuclide i (materiale secco), calcolato come sopra con $t_h = 90$ [g];
- f_p è la frazione dell'anno in cui l'animale consuma cibo fresco e posto pari a 0.7 (Tab XII di (IAEA 19, 2001)).

ACQUA DI FIUME

La concentrazione totale di attività del radionuclide i nell'acqua di fiume $C_{w,tot}$ [Bq/m³] (non filtrata) è data dalla somma della concentrazione di attività del radionuclide disciolto nell'acqua filtrata dai sedimenti e la concentrazione di attività nei sedimenti sospesi. Quando l'acqua è usata per fini potabili, i sedimenti sospesi sono rimossi tramite processi di filtrazione dell'acqua.

La concentrazione totale di attività nell'acqua è ricavata dalla seguente espressione (IAEA 19, 2001):

$$C_{w,tot} = (Q_i/q_r) \times e^{-\lambda_i x/U}$$

dove:

- Q_i è il tasso di scarico medio annuo [Bq/s] per il radionuclide i (dato da impianto di Sito);
- q_r è la portata media del fiume recettore [m³/s];
- λ_i è la costante di decadimento per il radionuclide i [1/s] (Allegato II di (IAEA 19, 2001));
- x è la distanza tra il punto di scarico e il punto ricettore [m];
- U è la velocità della corrente.



Il corpo recettore individuato per i rilasci di effluenti liquidi del JRC-Ispra è il ruscello Novellino caratterizzato dai seguenti parametri:

- larghezza pari a $B = 2.5$ m;
- profondità media pari a $D = 0.5$ m;
- portata¹ annua pari a 4361000 m³/anno, ovvero $q_r = 0.14$ [m³/s];
- distanza di un ipotetico individuo rappresentativo pari a $x = 1500$ m dal punto di scarico.
- velocità della corrente pari a $U = q_r/(BxD) = 0.11$ [m/s] (IAEA 19, 2001);

LATTE

La concentrazione di attività del radionuclide i nel latte $C_{m,i}$ [Bq/L], nota la concentrazione di attività negli alimenti vegetali $C_{a,i}$ [Bq/kg]_{secco} destinati al consumo animale (materiale secco) e la concentrazione di attività nell'acqua $C_{w,i}$ [Bq/L] bevuta dall'animale ($C_{w,tot}$ di cui sopra), è data dalla seguente equazione (IAEA 19, 2001):

$$C_{m,i} = F_m \times (C_{a,i} \times Q_m + C_{w,i} \times Q_w) \times e^{-\lambda_i t_m}$$

dove:

- F_m [g/L] è la frazione di attività presente nel cibo ingerito giornalmente [g] dall'animale e che si ritrova in ciascun litro [L] del latte prodotto. Per i vari nuclidi e per bovini i valori di F_m sono riportati nella Tab. XI di (IAEA 19, 2001);
- $C_{a,i}$ è la concentrazione di attività [Bq/kg]_{secco} del radionuclide i negli alimenti vegetali destinati al consumo animale (materiale secco);
- $C_{w,i}$ è la concentrazione di attività [Bq/m³] del radionuclide i nell'acqua ingerita dall'animale;
- Q_m è il consumo giornaliero dell'alimento ingerito dall'animale [kg/g]_{secco} (ricavato da Tab XII della (IAEA 19, 2001)) (materiale secco);
- Q_w è il consumo giornaliero di acqua ingerita dall'animale [m³/g] (da Tab XII di (IAEA 19, 2001));
- λ_i è la costante di decadimento per il radionuclide i [1/g] (da Allegato II di (IAEA 19, 2001));
- t_m è l'intervallo di tempo dalla raccolta alla consumazione del latte [g] ($t_m = 1$ [g] per latte fresco da Tab VIII di (IAEA 19, 2001)).

Modello del CODICE GENII

Per il calcolo della concentrazione di attività nelle matrici ambientali e alimentari è stato utilizzato il codice GENII implementato nella piattaforma software FRAMES (Napier, 2011) e (FRAMES, 2004) che permette la modellizzazione del trasporto e diffusione degli effluenti radioattivi nell'ambiente.

Il codice GENII consente di costruire un modello concettuale del territorio intorno alle installazioni del JRC-Ispra tramite moduli, tra essi connessi tramite linee indicanti l'ipotetico flusso del contaminante, che rappresentano i sistemi ambientali.

Per tutti i moduli utilizzati si è provveduto ad una parametrizzazione *site specific* laddove possibile e mantenendo i valori di *default* per i rimanenti parametri.

Per stimare i contaminanti nell'ambiente circostante gli impianti e le installazioni del sito è stata considerata, per ciascuna installazione, una griglia radiale centrata sulla sorgente di rilascio.

In particolare, per ciascun impianto e installazione, sono stata stimate le dosi massime per gli individui della popolazione e in corrispondenza di tali massimi sono state estrapolati i rispettivi valori di concentrazioni di attività.

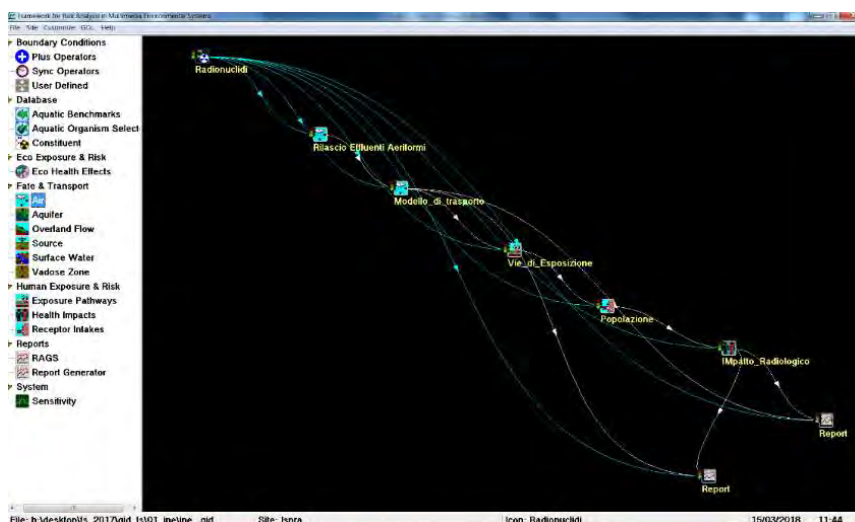
Per le valutazioni dosimetriche sono stati considerati i coefficienti di dose efficace impegnata e i tipi di assorbimento polmonare in conformità a quanto previsto dal legislatore (D.Lgs.101, 2020).

RILASCI AERIFORMI

¹ La portata è stata scelta conservativamente pari al valore minimo storicamente registrato per il ruscello Novellino.

Di seguito sono descritti per ogni modulo i principali parametri *site specific* utilizzati in GENII (Napier, 2011) e (FRAMES, 2004) per la valutazione dell'impatto radiologico per i rilasci di effluenti aeriformi. Lo schema dello scenario impostato con i moduli previsti e le relative connessioni tra gli stessi è rappresentato in Figura 2.

Figura 2: schema concettuale di GENII per il calcolo delle concentrazioni di attività per effluenti aeriformi.



Modulo-Radionuclidi

Per effluenti aeriformi, i radionuclidi esaminati nel presente lavoro sono riportati in Tabella 1.

Modulo-Rilascio

È stato valutato il rilascio specifico per ogni installazione creando un termine sorgente specifico per ogni singola installazione.

Le sorgenti sono state modellizzate di geometria puntiforme prevedendo un rilascio da:

- un'altezza di 80 m per il camino di INE (Impianto Nucleare Essor) e di 40 m per il camino dell'Impianto nucleare Ispra1;
- suolo per le altre installazioni, ovvero la Stazione di Gestione dei Rifiuti Radioattivi (SGRR), il Laboratorio Caldo di Studi e Ricerche (LCSR) e il Ciclotrone.

Al fine di trascurare, conservativamente, la risalita del pennacchio sono stati inseriti valori uguali per la temperatura dei fumi e per la temperatura ambiente (ipotesi fumi freddi). Per ogni installazione è stato considerato il rilascio cronico di ciascun radionuclide scaricato in un anno espresso come Bq/anno in modo da poter valutare la dispersione per diverse distanze entro 6000 m dalla sorgente di rilascio (griglia di 16 settori e 10 anelli entro i 6 km).

Modulo-Modello di Trasporto

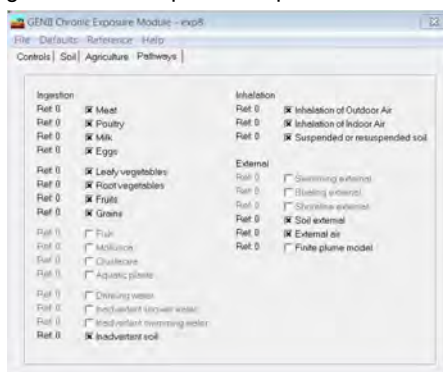
In tale modulo è stato utilizzato un modello di diffusione a pennacchio adatto ai rilasci cronici che assume, per la dispersione del materiale, una distribuzione gaussiana caratterizzata dalle deviazioni standard (o coefficienti di diffusione atmosferica) σ_y e σ_z , rispettivamente nelle direzioni orizzontali e verticali. Per tali coefficienti si è scelto di utilizzare le relazioni di Pasquill-Gifford.

Il file meteo è stato impostato per l'intero anno su base oraria (input necessario al processore meteorologico del codice GENII) rispecchiando l'andamento previsto negli studi condotti di caratterizzazione climatica e idrologica del territorio circostante il sito.

Modulo-Vie di Esposizione

Nel presente modulo sono state considerate tutte le vie di esposizione previste dal codice per gli effluenti aeriformi. In particolare le vie di esposizione di ingestione, inalazione e esposizione esterna (rappresentate nel dettaglio in Figura 3):

Figura 3: vie di esposizione per rilasci aeriformi.



Modulo-Popolazione e lavoratore

La popolazione è stata suddivisa in tre individui rappresentativi: lattante (≤ 1 anno), bambino (7 - 12 anni) e adulto (17 – 70 anni) come da (ICRP 119, 2012) e (ICRP 72, 1995).

I consumi medi dei principali alimenti della dieta per ogni individuo sono stati ripresi da “L’indagine nazionale sui consumi alimentari in Italia INRAN” (INRAN, 2005). Per l’ingestione di pesce è stato conservativamente preso a riferimento quello pescato nel ruscello Novellino, unico ricettore degli scarichi liquidi.

I volumi di aria inalata giornalmente sono stati ripresi da (ICRP 119, 2012) e (ICRP 89, 2002): 2.88 m³/giorno per lattante, 15.36 m³/giorno per bambino, 22.32 m³/giorno per adulto.

Modulo-Impatto Radiologico

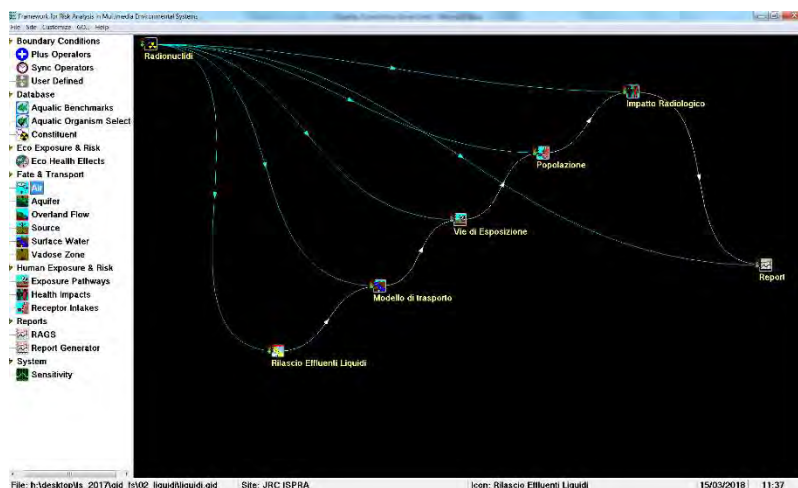
Per la valutazione di dose efficace per inalazione per ciascun individuo rappresentativo della popolazione (lattante, bambino e adulto), sono stati scelti i coefficienti di dose e i tipi di assorbimento polmonare come previsto dall’Allegato XXIV del (D.Lgs.101, 2020) e riportati in (ICRP 119, 2012) e secondo le raccomandazioni della (ICRP 72, 1995).

Per la valutazione di dose per ingestione per ciascun individuo rappresentativo della popolazione, sono stati scelti i coefficienti di dose dall’Allegato XXIV di (D.Lgs.101, 2020) e riportati in (ICRP 119, 2012).

RILASCI LIQUIDI

Di seguito sono descritti i principali aspetti riguardanti la modellizzazione effettuata con il codice GENII (Napier, 2011) e (FRAMES, 2004) per il calcolo della concentrazione per i rilasci liquidi in ambiente (Figura 4).

Figura 4: schema concettuale del modello GENII per il calcolo delle concentrazioni di attività per effluenti liquidi.





Modulo-Radionuclidi

Per gli effluenti liquidi i radionuclidi considerati e inseriti nello scenario di rilascio sono riportati in Tabella 1.

Modulo-Rilascio

Per quanto riguarda la modellizzazione della sorgente, nel caso di rilasci liquidi è stato considerato un unico punto ubicato presso STEL (Stazione per il Trattamento degli Effluenti Liquidi), unico impianto del sito autorizzato per tale tipo di rilascio. Per la valutazione con il codice GENII nel presente modulo è stato inserito un rilascio di attività annuale Bq/anno per ogni radionuclide.

Modulo-Modello di Trasporto

Il corpo recettore individuato per i rilasci dei liquidi è il ruscello Novellino, nel modulo del codice GENII è stata utilizzata la stessa parametrizzazione impiegata nel § “ACQUA DI FIUME”.

Modulo-Vie di Esposizione

Nel presente modulo sono state inserite le vie di esposizione previste dal codice per gli effluenti liquidi (analoga a quanto riportato per gli aeriformi in Figura 3, con l'esclusione dell'inalazione).

Modulo-Popolazione

La popolazione per i rilasci liquidi è stata suddivisa anche in questo caso in tre individui rappresentativi (lattante, bambino e adulto). I valori utilizzati per le vie di esposizione più significative sono gli stessi riportati in (INRAN, 2005).

Modulo-Impatto Radiologico

Per la valutazione di dose efficace per inalazione non vi è alcun contributo degli scarichi liquidi (il contributo alla dose è esclusivamente per ingestione). Poiché comunque il codice richiede la scelta dei coefficienti, questi sono stati scelti analogamente a quanto fatto nel § Modulo-Impatto Radiologico per rilasci aeriformi. Per la valutazione di dose efficace per ingestione per ciascun individuo rappresentativo della popolazione, sono stati scelti i coefficienti di dose come previsto all'Allegato XXIV del (D.Lgs.101, 2020) e riportati in appendice F di (ICRP 119, 2012).

RISULTATI E DISCUSSIONE

Le stime di concentrazione di radionuclidi in alcune matrici ambientali ed alimentari, effettuate tramite i modelli citati e dovute ai principali radionuclidi rilasciati dal JRC-Ispra nel 2023, vengono confrontate, in Tabella 2, tra loro e con i relativi valori massimi misurati nel 2023.

Per le concentrazioni di radionuclidi nell'acqua, si può notare come i modelli di FRAMES ((Napier, 2011) e (FRAMES, 2004)) e (IAEA 19, 2001) siano in generale in ottimo accordo tra loro.

Per le concentrazioni di HTO nel vapore acqueo e di ^{241}Am e ^{137}Cs nel particolato, e da queste nella catena alimentare e quindi anche nel latte, le stime del modello IAEA sono al più circa dieci volte maggiore rispetto a quelle di FRAMES. Ciò è dovuto, in accordo a quanto riportato nel § 3.12 “Uncertainty associated with these procedures” di IAEA SRS n. 19, al fatto che aver posto nei calcoli di diffusione in aria $P_p = 0.25$ (ovvero unica direzione del vento), $V_T = 1000$ [m/giorno] (coefficiente di deposizione totale, ovvero deposizioni secche + deposizioni umide) e impoverimento del pennacchio = 0, sono tutte assunzioni di natura conservativa. Inoltre in (IAEA 19, 2001) la dispersione (e quindi il parametro F fattore di diffusione Gaussiano) è stata assunta per un'unica classe di stabilità atmosferica D. Nel codice FRAMES adottato, pur considerando il modello di diffusione gaussiano analogo a quello di (IAEA 19, 2001), si tiene conto, tramite un file meteorologico specifico per il sito di Ispra, delle varie classi di stabilità (Gifford, 1975), di 16 differenti direzioni del vento e dell'impoverimento del pennacchio, oltre ad una velocità di deposizione caratteristica del sito, tutte condizioni che portano ad una stima specifica per il sito di Ispra meno conservativa rispetto al modello IAEA SRS n. 19.

In generale il valore stimato con i modelli è di molto inferiore alla soglia di decisione delle misure su campioni reali. Nelle matrici considerate, gli unici radionuclidi effettivamente misurati sono il ^{137}Cs nel particolato atmosferico e nel latte e lo ^{90}Sr nel latte.

La presenza di ^{137}Cs e ^{90}Sr è analoga o inferiore a quanto riscontrato in altri campioni simili in regione Lombardia (ARPA, 2022) ed è correlabile all'incidente di Chernobyl ed ancora prima ai test nucleari in atmosfera e da questo punto di vista il contributo delle attività del JRC-Ispra si può ritenere trascurabile. Ciò è ulteriormente avvalorato dal fatto che i valori misurati risultano analoghi a quelli degli ultimi anni, segno del raggiungimento di un equilibrio stabile e dell'assenza di nuovi contributi significativi di radioattività in ambiente.

Tabella 2 - matrici e radionuclidi esaminati: confronto tra i modelli di stima e valori misurati

Matrice	Nuclide	Concentrazione stimata (FRAMES)	Concentrazione stimata (IAEA)	Concentrazione misurata
Vapore acqueo atmosferico [Bq/m ³]	HTO	1.06E-03	1.02E-02	< 2.4E-02
Particolato atmosferico mensile [Bq/m ³]	^{241}Am	1.02E-11	4.95E-11	< 1.5E-06
	^{137}Cs	7.06E-08	1.03E-07	2.43E-06
Acqua del ruscello Novellino [Bq/l]	^{241}Am	5.94E-07	4.69E-07	< 1.7E-02
	Altri β (^{60}Co)	8.73E-05	6.90E-05	< 2.4E-02
	^{137}Cs	3.72E-04	3.49E-04	< 2.0E-02
	HTO	9.08E-02	8.97E-02	< 2.4
	altri α (^{239}Pu)	1.17E-05	1.93E-06	< 2.8E-02
Latte Vaccino [Bq/l]	^{90}Sr	8.32E-05	7.83E-05	< 2.2E-03
	^{90}Sr	1.40E-05	1.27E-04	6.70E-02
Latte Vaccino [Bq/l]	^{137}Cs	1.76E-04	2.20E-04	4.50E-01

Bibliografia

- ARPA Lombardia - Rete di monitoraggio della Radioattività Ambientale (anno 2022 - Data di pubblicazione: 06/09/2023): www.arpalombardia.it/dati/2022/rete-di-monitoraggio-della-radioattivita-ambientale
- Decreto Legislativo 31 luglio 2020, n.101
- Decreto Legislativo 15 febbraio 2016, n.28
- FRAMES - Framework for Risk Analysis in Multimedia Environmental Systems – U.S. EPA, 2004
- Gifford, "Dispersion of sulfur dioxide emission from area sources" Power Generation: Air Pollution Monitoring and Control (NOLL, K.E., DAVIS, W.T., Eds), Ann Arbor Science Publishers, Inc., Ann Arbor, MI (1975).
- IAEA Safety Reports Series n.19 – *Generic Models for use in assessing the impact of discharges of radioactive substances to the environment*, 2001
- IAEA Safety Series No. 50-SG-S3 - *Atmospheric Dispersion in Nuclear Power Plant Siting*, 1980
- ICRP 72 – *Age-dependent doses to members of the public from intake of radionuclides*, 1995
- ICRP 89 - *Basic Anatomical and Physiological Data for Use in Radiological Protection*, 2002
- ICRP 119 – *Compendium of dose coefficients based on ICRP 60*, 2012
- INRAN-SCAI 2005-06 – CREA - *L'indagine nazionale sui consumi alimentari in Italia*
- ISPRA, Manuali e Linee Guida 83/2012 "*Linee guida per il monitoraggio della radioattività*"
- Napier, PNNL, GENII Version 2. Software Design Document, 2011
- Raccomandazione della commissione dell'8 giugno 2000, 2000/473/Euratom

Mappatura spazio-temporale dei fenomeni erosivi attraverso il radioisotopo artificiale ^{137}Cs

Claudia Fontana¹, Ulderico Neri¹, Claudio Beni², Bruno Pennelli¹, Giuseppe Corti¹, Marco Bascietto², Salvatore Procopio³

¹CREA Centro di ricerca Agricoltura e Ambiente, Roma, Italia

²CREA Centro di ricerca Ingegneria e Trasformazioni Agroalimentari, Monterotondo (RM), Italia

³Laboratorio Fisico Majorana, Dipartimento di Catanzaro ARPA Calabria, Italia

claudia.fontana@crea.gov.it

s.procopio@arpacal.it

Riassunto

Lo scopo di questo lavoro è stato quello di quantificare, tramite il ^{137}Cs , il processo di redistribuzione (erosione, movimento e deposizione delle particelle di suolo) all'interno di un bacino di un'area collinare di terreno seminativo a elevato rischio di erosione sito presso il Centro di Ingegneria e Trasformazione Agroalimentari del Consiglio per la ricerca in agricoltura e l'analisi dell'economia agraria (CREA-IT). Il legame tra ^{137}Cs e erosione verrà utilizzato per la mappatura spazio-temporale degli effetti di un bosco di nuovo impianto sui fenomeni erosivi in atto. Nel giugno 2024 sono stati scelti i siti di campionamento ricadenti su una rete di transetti disposti lungo le linee di pendenza del bacino e lungo il compluvio, da cui sono stati prelevati campioni di suolo a profondità crescenti. A completamento dei transetti, sono stati campionati anche un sito di fondovalle e tre siti considerati di riferimento (plateau) per l'assenza di fenomeni erosivi/sedimentari visibili. Nel presente lavoro vengono presentati e discussi i dati ottenuti sui primi campioni di suolo analizzati.

Parole chiave: ^{137}Cs ; soil mapping; erosione del suolo; analisi radiometriche; agroforestry

INTRODUZIONE

Diversi studi hanno esaminato la relazione tra i processi di redistribuzione del suolo dovuti agli effetti combinati delle lavorazioni meccaniche del suolo e quelli erosivi da precipitazioni meteoriche attraverso il radioisotopo artificiale ^{137}Cs . Questo isotopo radioattivo, derivante dalle ricadute dei passati test di armi nucleari e dagli incidenti alle centrali nucleari come Chernobyl e Fukushima-Daiichi, viene impiegato per valutare i tassi di erosione e la dinamica e redistribuzione di particelle di suolo, che sono fondamentali per sviluppare strategie di conservazione del suolo e pratiche agricole sostenibili. Queste informazioni sono in prospettiva gli strumenti atti a migliorare la gestione del territorio, mitigare l'erosione e, in senso più generale, proteggere l'ambiente.

La Divisione congiunta FAO/AIEA di Tecniche Nucleari nell'alimentazione e nell'agricoltura fin dal 1995 ha studiato questi aspetti con il suo primo progetto di ricerca coordinato "Valutazione dell'erosione del suolo tramite l'uso di ^{137}Cs e delle tecniche correlate come base per la conservazione del suolo, la produzione sostenibile e la protezione ambientale (D1.50.05)". Attraverso il sottoprogramma Soil and Water Management and Crop Nutrition (SWMCN), FAO/AIEA può essere considerata l'istituzione internazionale leader nell'elaborazione e nello sviluppo del metodo del ^{137}Cs (Fulajtar E., 2017). Studi successivi per la valutazione dell'erosione del suolo sono stati eseguiti utilizzando altri radionuclidi quali il ^{210}Pb (Walling e He, 1999) e il ^7Be (Walling *et al.*, 2000). Recentemente, l'utilizzo del ^3H nella tracciabilità delle acque (idrologia isotopica) per mappare le risorse idriche e combattere la desertificazione si è dimostrato uno strumento potente, in grado di rafforzare la resilienza alla siccità per le generazioni future, vista l'urgente necessità di fermare il degrado del suolo e combattere la desertificazione con soluzioni innovative.

Il ^{137}Cs è stato utilizzato come tracciante per la valutazione dei livelli di erosione in terreni agricoli, data la sua emivita di 30,17 anni, che consente lo studio di fenomeni sul medio e lungo termine (in relazione alla durata media della vita umana), e che lo rende preferibile a tale scopo rispetto a molti altri radionuclidi (Porto *et al.*, 2023) (Walling, D.E., 2003). Inoltre, è

un componente raro delle rocce; quale metallo alcalino si presenta principalmente sotto forma di cationi carichi positivamente, si lega fortemente ai minerali argillosi carichi negativamente e alle frazioni colloidali del suolo ed è, in linea di principio, non scambiabile (Davis, 1963; Eyman e Kevern, 1975); per questi motivi, è relativamente immune ai processi chimici in corso nel terreno. Il suo comportamento varia dal tipo di suolo: in quelli indisturbati si assiste a una migrazione limitata del ^{137}Cs nello strato immediatamente sotto la superficie del suolo (10-20 cm), diminuendo esponenzialmente con la profondità; nei terreni a seminativo, il ^{137}Cs , a causa dei movimenti meccanici dovuti alle coltivazioni, si ridistribuisce in modo omogeneo su tutto lo spessore arato (0-20 cm), per poi diminuire bruscamente più in profondità, a partire dai 20-40 cm (Walling *et al.*, 1999).

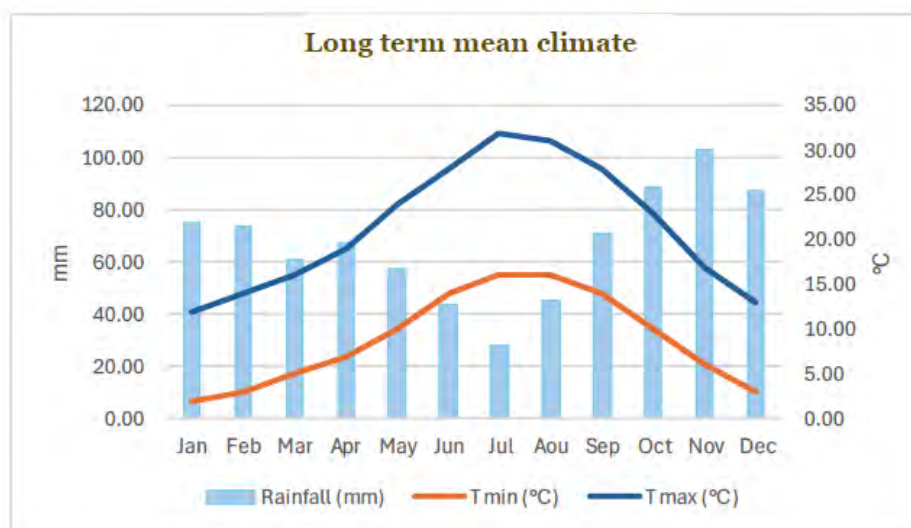
Per valutare l'eventuale redistribuzione del suolo al seguito di eventi erosivi (perdita o accumulo) di ^{137}Cs in un determinato sito, è necessario valutare la concentrazione del ^{137}Cs dovuta alla sua deposizione iniziale. Per questo motivo è stato introdotto il concetto di "sito di riferimento" (plateau) che corrisponde ad un'area stabile e indisturbata in cui non si è verificata né erosione né accumulo, che meglio rappresenta l'input iniziale di ricaduta del ^{137}Cs (ridotto solo dal decadimento radioattivo). Gli inventari di ^{137}Cs simili al sito di riferimento sono stabili o hanno un equilibrio bilanciato a lungo termine tra erosione e deposizione. I transetti lungo le pendici dei bacini sono stati definiti per individuare, rispetto all'inventario del plateau, la riduzione del contenuto di ^{137}Cs sul pendio e l'aumento del contenuto di ^{137}Cs nel fondovalle, indicando rispettivamente erosione e/o accumulo.

In questi ultimi anni, presso il CREA sono stati intrapresi diversi studi sperimentali impiegando tecniche che si basano sull'applicazione dei radionuclidi del fallout FRNs, in particolare con la ricerca del ^{137}Cs , che fornisce preziose informazioni sulla cronologia dell'erosione in un determinato sito, consentendone l'uso come "tracciante di erosione del suolo" (Fontana *et al.* 2019).

MATERIALE E METODI

Il sito interessato dallo studio è stato individuato nell'area collinare dell'azienda agricola sperimentale del CREA-IT (Monterotondo, Roma), Latitudine: 10 42° 6'2.18"N e Longitudine: 12°38'5.47"E. Nel comprensorio, il clima medio a lungo termine (media trentennale) presenta una temperatura media annuale di 15,2 °C (24 °C a luglio-agosto, 7 °C a gennaio) e 800 mm di precipitazioni totali (28 mm di minima a luglio). Secondo la classificazione climatica aggiornata di Koppen-Geiger, il clima è a temperatura calda con estati calde (fig. n 1).

Figura 1 – Medie climatiche trentennali dell'area di studio



L'area di studio si trova all'interno di un bacino coltivato dal 1970 secondo un ordinamento colturale cerealicolo-foraggero, esposto a forti rischi di erosione, a causa della lavorazione del suolo e delle pratiche che ne hanno influenzato la stabilità. Infatti, i tassi di erosione stimati in

un vicino pendio arabile della stessa azienda agricola in precedenti esperimenti sul campo sono stati trovati molto elevati a settembre-novembre, quando si verificano le piogge più intense (Bazzoffi *et al.* 2015). Su questa area è stata tracciata una rete di transetti sulle pendici del compluvio secondo le linee di massima pendenza (pendenza media circa del 7% con punte massime del 20%). Lungo i transetti sono stati contrassegnati 15 punti di prelievo di campioni di suolo a una distanza variabile tra 25 e 50 metri in funzione delle pendenze a tre profondità (0-10; 10-20; 20-30 cm). Il disegno sperimentale completo ha previsto inoltre il campionamento su tre aree con una superficie piana, stabile e indisturbata, adiacenti al bacino di studio, caratterizzate da processi di erosione e sedimentazione assenti o limitati (plateau). In questi siti, che rappresentano l'immissione iniziale di ^{137}Cs dovuta alle ricadute di Chernobyl, si ritiene che la riduzione dell'attività di ^{137}Cs sia esclusivamente per il suo decadimento radioattivo naturale (fig. n 2).

Figura 2 – Diposizione dei punti di prelievo dei campioni di suolo lungo i transetti e nei plateau



L'area interessata allo studio ricade su una collina, a una altitudine che varia da circa 50 metri a 10 metri sul livello del mare, di origine vulcanica (Eutric Cambisol FAO, 2015), le cui caratteristiche chimico – fisiche sono riportate in tabella (tab. n 1).

Tabella 1 - Proprietà fisico-chimiche del suolo

Parameter	Soil
Sabbia (%)	29
Limo (%)	20
Argilla (%)	51
pH (1:2.5)	6.4
CE (1:2.5) (dS m ⁻¹)	0.25
Calcare (%)	0
Calcare attivo (%)	0
TOC (g kg ⁻¹)	6.80
Azoto Totale (g kg ⁻¹)	0.76
C:N ratio	8.95
CSC [cmol ₍₊₎ kg ⁻¹]	27.5
P disponibile (mg kg ⁻¹)	12
Ca scambiabile [cmol ₍₊₎ kg ⁻¹]	20.5
Mg scambiabile [cmol ₍₊₎ kg ⁻¹]	3.1
K scambiabile [cmol ₍₊₎ kg ⁻¹]	0.9
Na scambiabile [cmol ₍₊₎ kg ⁻¹]	0.5

Lo strato arabile dell'area di studio è caratterizzato da un orizzonte inerte tufaceo alla profondità media di circa 30-40 cm che limita notevolmente la lavorabilità e fertilità del suolo impedendo anche l'accrescimento dell'approfondimento degli apparati radicali delle colture. I campioni di suolo sono stati prelevati con trivella manuale e ad ogni punto di campionamento sono state registrate le coordinate e la quota altimetrica con GPS. La pendenza è stata misurata utilizzando un clinometro.

L'essiccazione dei campioni in stufa a 80°C per 24 ore è stata preceduta dall'essiccazione all'aria, setacciatura a maglie da 2 mm e omogeneizzazione. La densità apparente del suolo è stata determinata su campioni indisturbati prelevati con infissore Eijkelkamp e fustelle metalliche da 100 ml. I campioni sono stati inseriti in Beaker Marinelli da 1000 cc ed una aliquota è stata destinata per le determinazioni chimico-fisiche.

La misura della concentrazione di attività del ^{137}Cs e del ^{40}K dei campioni di suolo raccolti alle tre profondità (0-10; 10-20; 20-30 cm) è stata effettuata con la spettrometria a raggi gamma (efficienza GeHP-Ortec 30%, risoluzione 1,8 keV); Dspec; software Gamma Vision; tempo di misurazione di 72.000 s e livello di confidenza del 95%. Le calibrazioni di energia/efficienza sono state eseguite dalla sorgente multigamma fornita da INMRI-ENEA. L'inventario di ^{137}Cs è riportato come Bq kg^{-1} con riferimento a luglio 2024. In questo lavoro vengono presentati i risultati appartenenti ai punti di campionamento relativi alle posizioni 18 (plateau bosco), 12 (sommità del transetto), 10 (intermedi del transetto), 2 (valle del transetto) e 19 (fondovalle), come contrassegnati nella figura (fig. n 2).

RISULTATI E DISCUSSIONE

L'analisi dei risultati della spettrometria gamma ha confermato la presenza di ^{137}Cs nell'area di studio con valori che variano da un minimo di $13 \pm 2 \text{ Bq kg}^{-1}$ ad un massimo di $23 \text{ Bq kg}^{-1} \pm 2$. La concentrazione del ^{40}K è risultata di $300 \pm 24 \text{ Bq kg}^{-1}$ come valore minimo e di $428 \pm 25 \text{ Bq kg}^{-1}$ (fig. n 8).

Rispetto alla distribuzione del ^{137}Cs nei profili campionati, sono stati riscontrate concentrazioni coerenti con quanto riscontrato da precedenti lavori nel caso di terreni a seminativo, dove il ^{137}Cs si ridistribuisce in modo omogeneo su tutta lo spessore di suolo arato (Walling *et al.*, 1999). Il quantitativo di campioni analizzati ed elaborati per la costruzione dei grafici e per il calcolo degli inventari del ^{137}Cs espresso in Bq m^{-2} (figg. 3,4,5,6,7) rivela solo una tendenza al fenomeno di accumulo lungo versante e alla profondità intermedia, non consentendo la comprensione della dinamica dei fenomeni erosivo del sito di studio.

Si evince, tuttavia, la validità del metodo in riferimento a una analoga attività di studio condotta nel medesimo comprensorio (Fontana *et al.*, 2024, in press). Il completamento del set di analisi, in corso, consentirà la quantificazione e mappatura spazio-temporale dei fenomeni erosivi del sito di studio ed in prospettiva la verifica dell'efficacia ambientale dell'impianto di rimboschimento.

Figure 3-4-5-6-7 Inventari ottenuti dall'area di riferimento

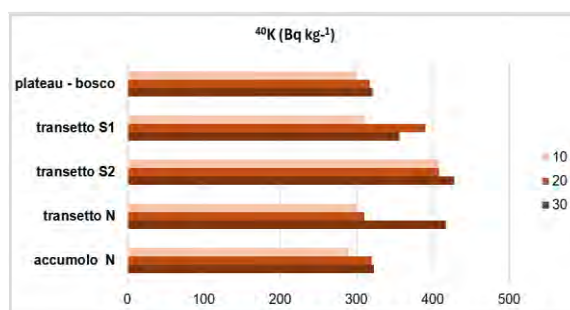
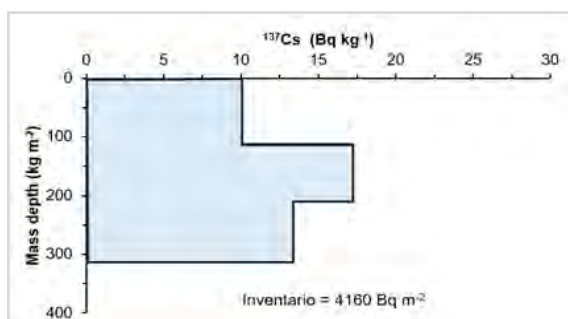
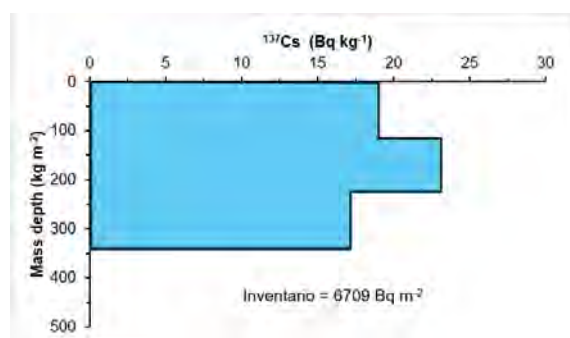
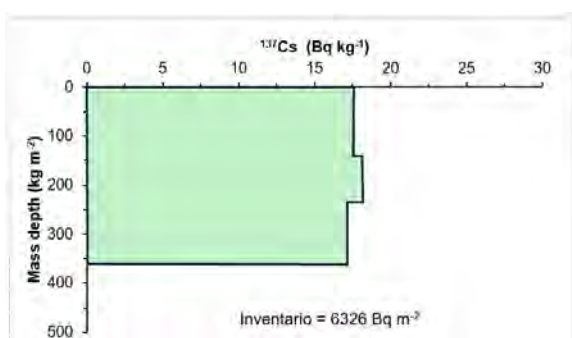
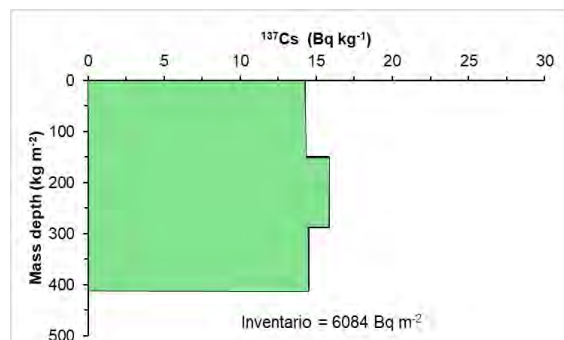
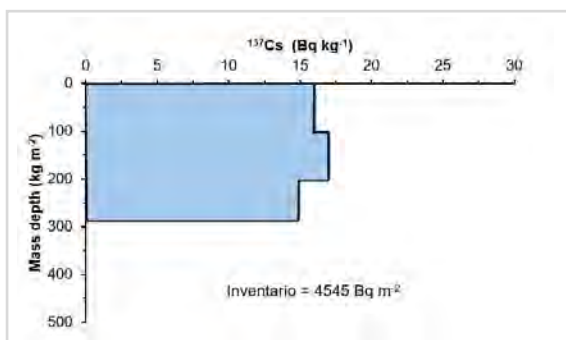


Figura 8 ⁴⁰K in Siti a diverse profondità del suolo

CONCLUSIONI

L'uso di radionuclidi come il ¹³⁷Cs ha dimostrato di essere sia un valido strumento di studio e quantificazione dei processi erosivi sia un approccio investigativo per la conservazione del suolo al fine di una sostenibilità ambientale delle attività agroforestali.

RINGRAZIAMENTI

Si ringraziano Angelo Del Giudice e Andrea Acampora del CREA-IT e Francesca Di Placidi, Italo Colagrossi e Livia Mariani, tirocinanti della Società Cooperativa Sociale Folias Formazione nell'ambito del Corso professionale "Giardiniere d'arte per giardini e parchi storici", per il contributo fornito nel campionamento e nella prima preparazione dei suoli.

BIBLIOGRAFIA

Bazzoffi, P., Francaviglia, R., Neri, U., Napoli, R., Marchetti, A., Falcucci, M., Pennelli, B., Simonetti, G., Barchetti, A., Migliore, M., Fedrizzi, M., Guerrieri, M., Pagano, M., Puri, D., Sperandio, G., Ventrella, D., *Environmental effectiveness of GAEC cross-compliance Standard 1.1a (temporary ditches) and 1.2g (permanent grass cover of set-aside) in reducing soil erosion and economic evaluation of the competitiveness gap for farmers*, 2015. Italian Journal of Agronomy, 10, s1. <https://doi.org/10.4081/ija.2015.710>

Davis, J.J., *Cesium and its relationship to potassium in ecology*. 1963, 539–556. In: V. Schultz and A.W. Klement Jr. (eds.), *Radioecology*, Reinhold, New York.

Eyman, L.D. and Kevern, N.R., *Cesium-137 and stable cesium in a hypereutrophic lake*. 1975, *Health Physics*, 28. 549–555.

Fontana, C., Socciarelli, S., Neri, U. *Applicazione dei radionuclide del fallout (FRNs) per la determinazione dell'erosione dei suoli con l'utilizzo di software dedicati*, 2019. Convegno Nazionale Airp di radioprotezione, Giustificazione e ottimizzazione nel contesto attuale: nuove sfide per una moderna radioprotezione in ambienti di vita e di lavoro, 228-235. ISBN 9788888648484.

Fontana C., Beni C., Pennelli B., Socciarelli S., Neri U., *Relationship between ¹³⁷Cs and soil organic carbon (SOC) on an arable hillslope subjected to soil redistribution induced by tillage and erosive processes*, 2024 Centennial Celebration and Congress of the International Union of Soil Sciences (IUSS), May 19-21, 2024, Florence, Italy (proceeding in press).

Fulajtar E., Mabit L., Renschler C.S., *Lee zhiy Amelia, Use of ¹³⁷Cs for soil erosion assessment*, 2017, Joint FAO/IAEA, Rome, ISBN 978-92-5-130050-3, FAO.

Porto, P., *Combining plot observations and ¹³⁷Cs measurements to provide estimates of soil erosion rate during the last six decades: results from a cultivated area in Southern Italy*, 2023, pagg. 4223-34, *Journal Soil and Sediments*, <https://doi.org/10.1007/s11368-023-03581-0>.

Porto, P., Callegari, G., *Relating ¹³⁷Cs and sediment yield from uncultivated catchments: the role of particle size composition of soil and sediment in calculating soil erosion rates at the catchment scale*, 2023. *Journal Soils Sediments*, 23, 3689–3705. ISSN 1439-0108, 1614-7480, <https://doi.org/10.1007/s11368-023-03432-y>.

Walling D.E., He Q *Improved models for estimating soil erosion rates from cesium-137 measurements*. (1999) *J Environ Qual* 28:611–622.

Walling, D.E., *Using environmental radionuclides as tracers in sediment budget investigations*. 2003, International Association of Hydrological Sciences Publication No. 283:57B78.

Verifica del rispetto del livello di allontanamento di rifiuti solidi ospedalieri tramite misure con scintillatori

Elio A.G. Tomarchio

Dipartimento di Ingegneria, Università di Palermo, Viale delle Scienze, Edificio 6, 90128 Palermo

elio.tomarchio@unipa.it

Riassunto

Le modalità e le tecniche di misura sperimentali delle concentrazioni di eventuali radionuclidi presenti in fusti contenenti rifiuti radioattivi solidi sono oggetto di svariati studi scientifici rivolti alla ottimizzazione delle configurazioni di misura nei diversi campi di applicazione. Alcuni sistemi di misura, più o meno complessi in relazione alla tipologia di applicazione e per lo più basati su rivelatori HPGe, sono già commercialmente disponibili. In ambito ospedaliero, per la tipologia di radiofarmaci utilizzati caratterizzati quasi totalmente da brevi periodi di dimezzamento, può essere interessante verificare l'efficacia di sistemi di misura portatili, basati su scintillatori, in grado di assicurare – per qualsiasi condizione - quantità minime di rivelazione significativamente inferiori ai livelli di allontanamento riportati in termini di concentrazione nell'Allegato I del D.Lgs. 101/2020 (Tabella I-1B).

In questo lavoro sono presentate alcune esperienze di misura effettuate con tecniche tipo "gamma scanning" impiegando uno o più scintillatori, appositamente collimati, su un collo di tipo A per la raccolta di rifiuti radioattivi solidi normalmente impiegato in strutture ospedaliere. Per i test sono stati utilizzati alcuni fusti riempiti con materiale vario (carta contaminata, guanti, siringhe, indumenti protettivi, ...), mentre per la valutazione delle quantità minime rilevabili e per la determinazione dell'efficienza del sistema sono state impiegate sorgenti puntiformi calibrate posizionate in vari punti del fusto in modo da testare l'algoritmo di calcolo a partire da misure effettuate in varie posizioni della sorgente.

I risultati, sebbene non comparabili con sistemi ben più complessi, sono incoraggianti e possono essere utili in campo radioprotezionistico per riscontrare i livelli di allontanamento previsti dal D.Lgs. 101/2020.

INTRODUZIONE

La valutazione della radioattività residua presente all'interno dei fusti utilizzati per il trasporto e lo smaltimento dei rifiuti radioattivi è basilare per stabilire la categoria dei rifiuti nonché le condizioni di trasporto e di smaltimento. Le tecniche di misura per rispondere a dette esigenze sono state via via implementate sia con l'impiego di strumentazione sempre più avanzata sia nell'aggiornamento dei metodi di elaborazione dei risultati.

Le misure sperimentali sono tuttavia rese complesse dalla varietà di composizione, forma e densità dei rifiuti, nonché per l'eventuale presenza di sorgenti di radiazioni con diversa tipologia e/o geometria di misura (puntuale o distribuita). Diversi lavori sono stati dedicati allo studio delle migliori condizioni di misura, con l'implementazione di sistemi per lo più basati su rivelatori a semiconduttori, e l'impiego di sofisticati algoritmi di natura statistica per l'individuazione e la quantificazione dell'attività di sorgenti anche di bassa intensità. Le tecniche di misura sono sufficientemente sviluppate, a partire dal lavoro pionieristico di Cesana et al. (1993), modificato da Dung (1997a, 1997b, 1998) e Dung et al. (2009) fino a lavori più recenti sull'impiego di algoritmi più o meno complessi [Anh et al., 2005; Patra et al., 2019; Qian et al., 2012; Stanga e Garau, 2012; Thanh et al., 2016]. Alcuni sistemi sono ormai disponibili sul mercato per la misura di rifiuti di origine nucleare, il cui impiego presso grossi centri/impianti per il trattamento e deposito dei rifiuti è ormai quasi standardizzato.

Nel caso dei rifiuti ospedalieri, per lo più caratterizzati dalla presenza di radionuclidi a breve vita (es. ^{99m}Tc , ^{18}F , ...), si può presumere che già dopo qualche giorno di attesa non vi sia presenza significativa di radioattività. Pertanto, può essere utile verificare la condizione prevista dal D.Lgs. 101/2020 per l'allontanamento nell'ambiente dei rifiuti solidi, ossia la verifica con un elevato grado di attendibilità del rispetto della condizione sulla concentrazione di attività inferiore ai limiti di cui alla Tabella 1B dell'Allegato I dello stesso D.Lgs. 101/2020. Tali valori per la maggior parte dei radionuclidi sono pari a 1 kBq/kg, con valori diversi per alcuni radionuclidi, ad esempio pari a 0,1 kBq/kg per il ^{137}Cs e ^{22}Na .

Poiché l'impiego di sistemi complessi nel campo ospedaliero non è giustificato, si può pensare di utilizzare un sistema semplice basato su uno scintillatore accoppiato a un multicanale portatile, adeguatamente schermato con un adatto collimatore in piombo. Tale configurazione è adatta per utilizzare una delle metodiche di misura proposte, quella nota come "segmented

gamma scanning” (SGS) che consente di prendere in considerazione, per migliorare l’affidabilità del complesso di misura, solo un segmento del fusto le cui emissioni interessano il rivelatore.

In questo lavoro si è voluto verificare sperimentalmente la possibilità di impiego di un tale sistema in ambito ospedaliero. I risultati delle misure, ancora del tutto preliminari, sono tuttavia incoraggianti e costituiscono comunque la base di successivi miglioramenti e/o standardizzazione della tecnica, che può essere impiegata in campo radioprotezionistico per la verifica dei livelli di allontanamento previsti dal D.Lgs. 101/2020.

MATERIALI E METODI

Il sistema di misura consiste in un rivelatore a scintillazione NaI(Tl) 3”x3” della ORTEC associato a un sistema multicanale ORTEC Digibase (1024 canali) collegato via USB a un computer portatile. Lo scintillatore è schermato con un cilindro di piombo (spessore minimo 1 cm) in modo da ridurre il contributo della radiazione di fondo che può interessare il rivelatore e nel contempo costituire il collimatore per l’applicazione della tecnica SGS.

Per la verifica sperimentale è stato considerato, senza un criterio di scelta, uno dei fusti conservato all’interno di un reparto ospedaliero, contenente diversi campioni di carta, guanti, indumenti monouso, qualche siringa e materiale solido vario. Lo schema di misura adottato è riportato in Fig. 1. Il rivelatore NaI(Tl) è posizionato a una data distanza dal fusto, all’interno del collimatore la cui larghezza e distanza dal rivelatore possono essere adeguatamente selezionati per caratterizzare il sistema. In questo modo si può applicare la tecnica SGS perché il rivelatore “vede” solo una porzione del fusto (segmento). Nella stessa figura è riportato anche il dispositivo di misura del coefficiente lineare di attenuazione del fusto tramite l’impiego di una sorgente puntiforme collimata.

Per gli scopi del presente lavoro deve essere determinata, per ciascun radionuclide di interesse, una “*Minimum Detectable Acitivity*” (MDA) per la cui valutazione deve essere nota l’efficienza del sistema. Per questo scopo sono state realizzate le seguenti attività:

- 1) Determinazione del coefficiente di attenuazione lineare per il campione di riferimento in funzione dell’energia;
- 2) Valutazione dell’efficienza fotoelettrica per sorgenti puntiformi in aria (per determinare la caratteristica intrinseca del rivelatore);
- 3) Calcolo dell’efficienza relativa ad ogni singolo voxel della porzione (segmento) di fusto vista dal rivelatore;
- 4) Integrazione delle singole efficienze sull’intero volume del segmento;
- 5) Calcolo della minima quantità rivelabile nelle condizioni di misura.

DETERMINAZIONE DELL’ANDAMENTO DEL COEFFICIENTE DI ATTENUAZIONE LINEARE

Per la determinazione della curva di variazione in funzione dell’energia del coefficiente di attenuazione lineare relativo a una data composizione del fusto sono state misurate diverse sorgenti poste in prossimità del diametro massimo del fusto, e misurate con e senza la presenza del fusto dei rifiuti. Lo spessore di materiale da considerare per l’attenuazione è caratterizzato dal contenuto del fusto (con una densità variabile) e dai due spessori metallici delle pareti del fusto. Pertanto, dovrebbero essere determinati per differenza due coefficienti di attenuazione (uno per gli spessori e uno per il contenuto del fusto) e derivare una espressione analitica con la combinazione dei due coefficienti. In alternativa, si può adottare per semplicità la sola misura del fusto pieno in relazione al fatto che, nella routine, il fusto sarà sottoposto a misura nella condizione di trasporto, ossia già chiuso con i rifiuti all’interno. Con questa semplificazione, la relazione adottata per il calcolo del coefficiente di attenuazione lineare $\mu(E_j)$ per una energia E_j , è

$$\mu(E_j) = -\frac{1}{d} \ln \left[\frac{N_d(E_j)}{N_0(E_j)} \right] \quad (1)$$

ove d lo spessore di fusto considerato, $N_d(E_j)$ e $N_0(E_j)$ i conteggi relativi alla condizione di misura con interposizione del fusto e quella senza alcun mezzo interposto.

La variazione di densità del contenuto del rifiuto può essere comunque notevole e una correzione per densità può essere importante, tanto da eventualmente utilizzare uno dei metodi per la correzione del coefficiente di attenuazione lineare con la densità riportati in letteratura [es. Liao et al, 2024].

Figura 1 – sketch del sistema di misura.



Schema del sistema di misura con evidenziata la porzione del fusto di rifiuti sottoposta a misurazione. Nella stessa figura è evidenziata la posizione della sorgente schermata utilizzata per la determinazione del coefficiente lineare di attenuazione.

VALUTAZIONE DELLA CURVA DI EFFICIENZA PER SORGENTI PUNTIIFORMI

Per la determinazione della curva di efficienza, facendo seguito a quanto indicato in precedenza, si è preferito ottenere una curva standard, con sorgenti puntiformi posizionate in aria a varia distanza dallo scintillatore, fino allo spessore effettivo del fusto. Sono state utilizzate sorgenti puntiformi di ^{241}Am , ^{137}Cs , ^{133}Ba , ^{152}Eu in modo da coprire un range energetico da 60 a 1400 keV. Gli eventuali effetti di coincidenza per alcuni dei radionuclidi indicati non sono stati considerati. La configurazione utilizzata prevede il posizionamento delle sorgenti puntiformi a varia distanza in asse con lo scintillatore NaI(Tl). L'andamento delle curve di efficienza, ottenuto con un adatto fit dei dati, costituisce il riferimento sperimentale per le successive valutazioni di efficienza.

VALUTAZIONE DELL'EFFICIENZA PER IL SEGMENTO DI FUSTO

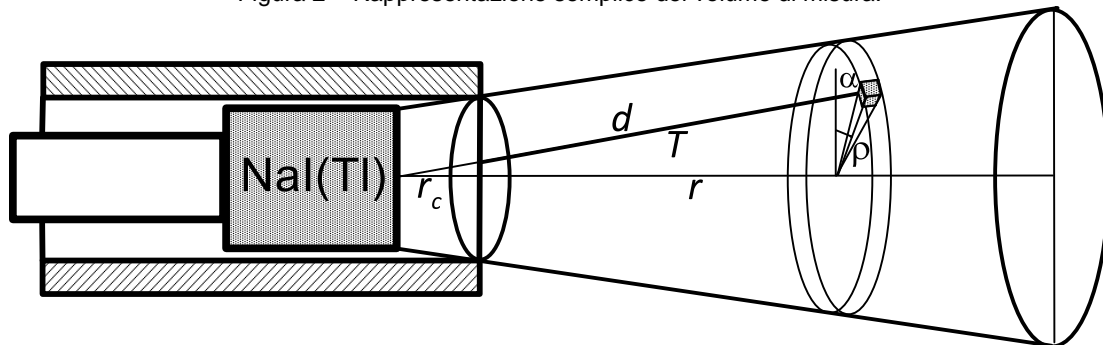
Come già detto in introduzione, la tecnica di misura prevede l'analisi di una porzione di fusto, più o meno grande in riferimento ai parametri del collimatore. Per ogni segmento è necessario valutare l'efficienza relativa alla porzione di fusto che rientra nel campo di vista del rivelatore che, in relazione alle caratteristiche del collimatore (spessore di schermatura, lunghezza, posizione del rivelatore), può essere più o meno ampio. Nel caso in considerazione, per la forma cilindrica del collimatore, la porzione di fusto interessata si può considerare di forma tronco-conica con aree di base corrispondenti all'apertura del collimatore e alla porzione di fusto vista dallo stesso.

La determinazione dell'efficienza per il segmento è infine un compito abbastanza complesso perché comporta una integrazione di valori sull'intero volume di misura. A tale scopo sono utilizzate diverse tecniche, alcune delle quali basate su simulazioni Monte Carlo [Qian et al., 2012] o su specifici software per il trasferimento delle efficienze [Haddad et al., 2021; Radu et al., 2009; Vidmar, 2005]. In questo lavoro è stata adottata la metodica descritta in [Zheng et al., 2023, 2024], basata sul lavoro di Krings e Mauerhofer (2011), cui si rinvia per ulteriori dettagli. In sintesi, il metodo prevede la divisione del segmento in tanti voxel in relazione alla dimensione dello stesso. Ciascun voxel partecipa all'emissione di radiazione del segmento con un valore di efficienza computata mediante una procedura di "efficiency transfer" a partire dal valore sperimentale misurato in asse al rivelatore. Inoltre deve essere tenuta in conto l'attenuazione della radiazione nel percorso nel materiale tra il voxel e il rivelatore. Questa operazione deve essere ripetuta per ogni voxel in cui è diviso il segmento il cui numero può

essere più o meno grande in riferimento alla precisione di valutazione. Le efficienze voxel sono poi integrate con riferimento all'intero volume per la valutazione dell'efficienza effettiva volumetrica del segmento da utilizzare per il calcolo della MDA.

In Fig. 2 è riportato uno schema rappresentativo del volume del segmento in cui è individuato un voxel. Per semplificare il calcolo può essere tenuta in conto la simmetria della geometria.

Figura 2 – Rappresentazione semplice del volume di misura.



Schema del sistema di misura con evidenziato il segmento SGS sottoposto a misura. Per la valutazione dell'efficienza si considera il volume diviso in tanti voxel, della dimensione più adatta alla valutazione, integrando le efficienze sull'intero volume del segmento.

Diviso il fusto in N segmenti e ciascun segmento in K voxel, la radiazione gamma emessa da ogni voxel è necessariamente attenuata prima di raggiungere il rivelatore. Ogni voxel, posto alle coordinate (r, ρ) in un sistema di coordinate polari, è rappresentato da una efficienza $\varepsilon(E, r, \rho)$ ottenuta per trasferimento a partire dalla corrispondente efficienza sperimentale $\varepsilon(E, r, 0)$ tramite la relazione

$$\varepsilon(E, r, \rho) = \varepsilon(E, r, 0) \times \frac{\Omega(E, r, \rho)}{\Omega(E, r, 0)} \quad (2)$$

Il rapporto degli angoli solidi può essere facilmente valutato tenendo in considerazione l'area dello scintillatore e la distanza del voxel di interesse dall'origine del sistema di riferimento. Assunto questo valore di efficienza per l'intero volume del voxel, la formulazione prevede la determinazione del percorso di attenuazione del materiale contenuto nel fusto, ossia lo spessore di materiale con cui può interagire la radiazione emessa dal voxel. Con riferimento alla Fig.2 la lunghezza del percorso di attenuazione dal k -esimo voxel, identificata come $T_{j,k}$ ($1 \leq j \leq N$; $1 \leq k \leq K$), è pari al percorso della radiazione all'interno del volume del segmento e può essere facilmente determinato con considerazioni geometriche. Per ogni voxel si ha pertanto un valore di efficienza $\varepsilon_{\Delta V}(E, r, \rho)$ pari a

$$\varepsilon_{\Delta V}(E, r, \rho) = \varepsilon(E, r, 0) \times \frac{\Omega(E, r, \rho)}{\Omega(E, r, 0)} \times \Delta V \times e^{-\mu T_{j,k}} \quad (3)$$

L'efficienza globale per il singolo segmento è ottenuta dalla integrazione dei singoli componenti voxel sull'intero volume del segmento. Il valore finale di una efficienza di segmento $\varepsilon_{SGS}(E)$ è data pertanto da

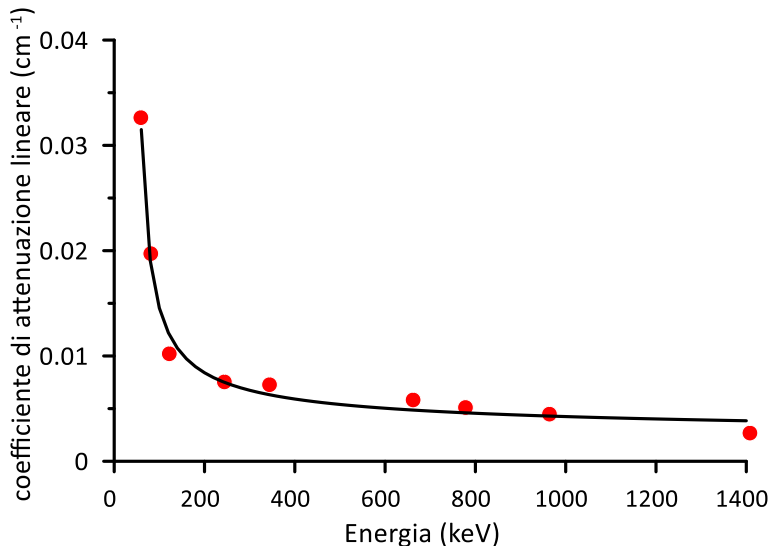
$$\varepsilon_{SGS}(E) = \frac{1}{V_{SGS}} \iiint \varepsilon_{\Delta V}(E, r, \rho) dr d\rho d\alpha \quad (4)$$

con ciascun integrale esteso per tutti i valori r, ρ e angoli α nel segmento considerato. Le funzioni integrali, nel computo dell'efficienza, sono poi sostituite dalle corrispondenti sommatorie. Tramite l'equazione (4) può essere valutata la MDA da confrontare con il limite di cui al D.Lgs. 101/2020.

RISULTATI PRELIMINARI E DISCUSSIONE

Con riferimento al fusto dei rifiuti ospedalieri scelto per le misure, sono stati valutati gli andamenti del coefficiente lineare di attenuazione e delle efficienze in funzione dell'energia e della distanza dal rivelatore. In Fig. 3 è riportato l'andamento del coefficiente di attenuazione lineare in funzione dell'energia insieme a un fit dei dati sperimentali.

Figura 3– Andamento del coefficiente di attenuazione lineare in funzione dell'energia.



Questo andamento è stato ottenuto tramite l'equazione (1) considerando misure di alcune sorgenti gamma con e senza il fusto interposto. L'andamento è pertanto relativo alla densità dei rifiuti contenuti nel fusto utilizzato. Se la densità varia in modo significativo, si dovrebbero effettuare nuovamente dette misurazioni o adottare una delle procedure di correzione per densità riportate in letteratura. Tuttavia, se la tipologia di rifiuti è più o meno sempre la stessa e le modalità di riempimento del fusto sono più o meno simili, non ci si può attendere una significativa variazione del coefficiente che quindi può adottarsi per tutte le misurazioni. Questa semplificazione si ritiene non influenzi in modo significativo le misurazioni.

In Fig. 4 è riportato l'andamento delle curve di efficienza in funzione dell'energia per varie distanze dal rivelatore. Si possono avere anche curve in funzione della distanza per singola energia, come rappresentate in Fig. 5 per le energie di alcuni radionuclidi frequentemente riscontrabili in ambito ospedaliero.

Figura 4– Andamento dell'efficienza puntiforme in funzione dell'energia.

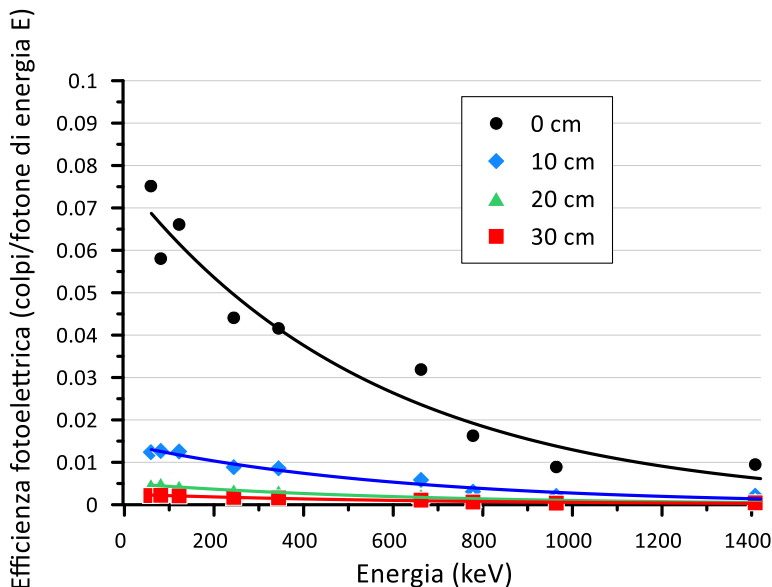
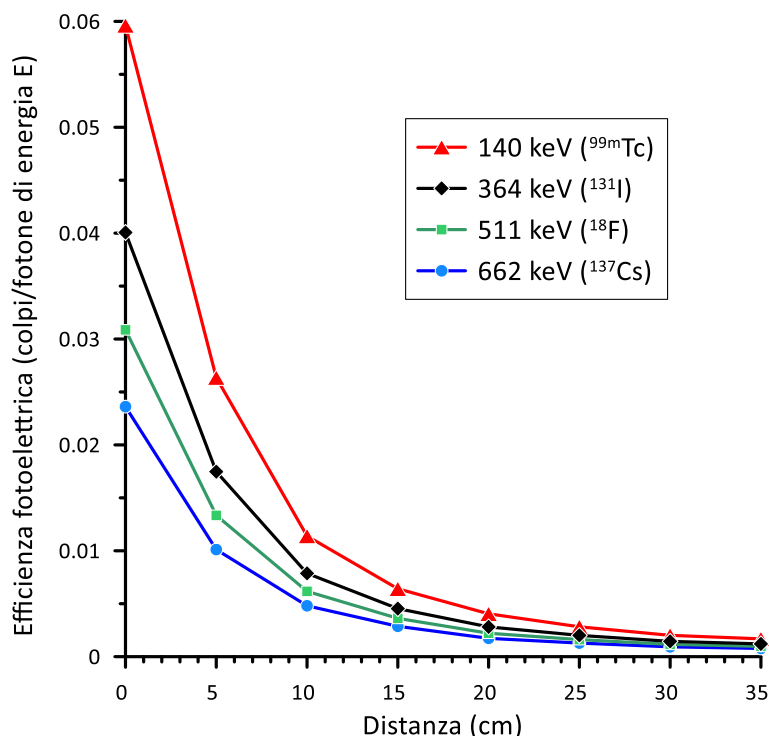


Figura 5– Andamento dell'efficienza puntiforme in funzione della distanza per alcune energie di interesse.



A partire dai valori del coefficiente di attenuazione lineare e dell'andamento dell'efficienza puntiforme per data energia, sono stati poi computati alcuni valori di efficienza di segmento con l'applicazione dell'equazione (4) e l'ausilio di un foglio elettronico.

Per la verifica oggetto di questo lavoro, sono state effettuate diverse prove sperimentali. Una prima valutazione riguarda una sorgente puntiforme con posizione nota all'interno del fusto: in questo caso la determinazione dell'attività (e quindi della concentrazione, noto il peso netto del fusto) è molto semplice. Infatti, considerando il valore dell'efficienza puntiforme alla distanza nota e tenendo conto dell'attenuazione del materiale, può essere determinato un range di MDA con valori relativi alle misure con sorgente in prossimità del rivelatore e nel punto più lontano. Poiché, come sarà detto più avanti, si prevede di effettuare n. 4 misure con diversi angoli, si è ritenuto utile considerare la posizione della sorgente a partire dalla quella più prossima al rivelatore fino al centro del fusto (posizione più sfavorevole). I valori relativi sono dati nella Tabella 1 adottando per il computo di MDA una relazione semplificata quale

$$MDA [Bq] = \frac{3+4,65\sqrt{B}}{\varepsilon T_c I} \quad (5)$$

avendo indicato con B il valore del fondo dello strumento per l'energia E rappresentativa di un dato radionuclide, misurato nello stesso tempo di conteggio T_c del fusto, ε l'efficienza puntiforme e I l'intensità di emissione della radiazione gamma.

Tabella 1 – Valori di MDA per alcuni radionuclidi. Geometria: sorgente puntiforme. Tempo di conteggio: 600s.

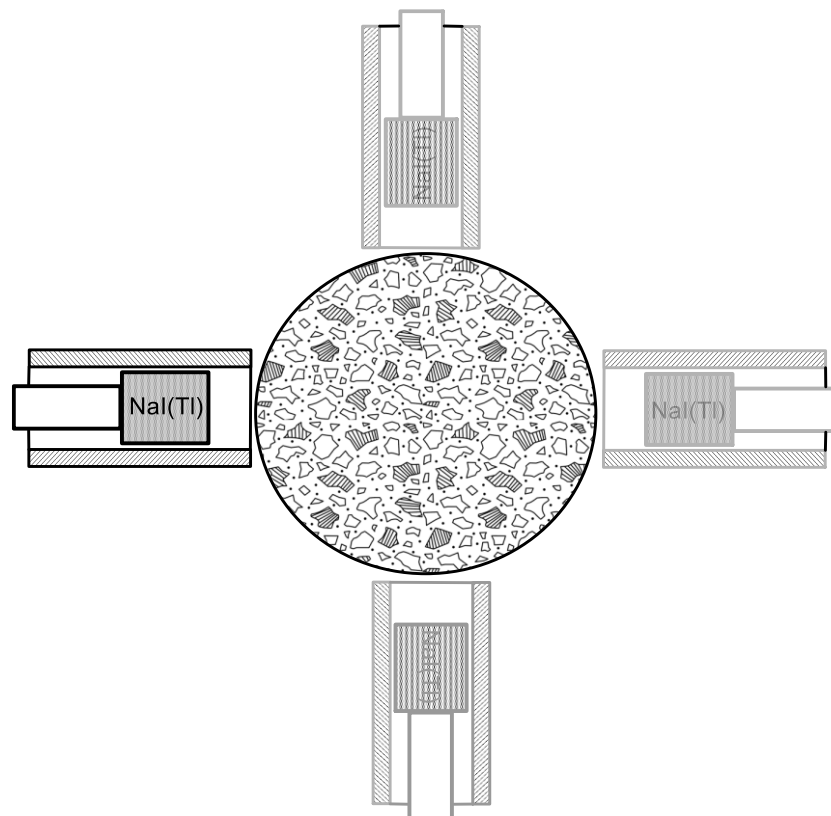
Radionuclide	Energia di emissione (keV)	MDA vicino rivelatore (Bq)	MDA al centro (Bq)
^{99m} Tc	140	10	122
¹³¹ I	364	12	138
¹⁸ F	511	6	63
¹³⁷ Cs	662	15	159

I valori dell'ultima colonna conducono comunque a concentrazioni decisamente inferiori ai limiti previsti nel D.Lgs. 101/2020, fatto salvo il ^{137}Cs .

Nella maggior parte dei casi, tuttavia, la misura viene effettuata con il bidone chiuso e senza una conoscenza della presenza o meno di sorgenti puntiformi disperse nello stesso. Anzi, si può ipotizzare che l'eventuale radioattività residua sia uniformemente dispersa nella matrice dei rifiuti.

In questi casi, la valutazione dell'attività è facilitata qualora l'efficienza risulti più o meno indipendente dalla posizione di una eventuale sorgente o dalla distribuzione della stessa. Sarebbe pertanto utile una configurazione di misura per cui si può presumere che l'efficienza del sistema sia pressoché pari a un valore costante. Con questo obiettivo e avendo in mente che in molti sistemi commerciali è prevista una rotazione lenta del fusto davanti a un rivelatore fisso, si è verificata la possibilità di utilizzare misurazioni effettuate con diversi angoli di misura rispetto a una posizione originaria. Presa in considerazione la configurazione con 4 misurazioni del segmento a 0° , 90° , 180° e 270° rispetto a un riferimento, si può considerare il conteggio relativo alle quattro misurazioni come un campionamento della stessa distribuzione di attività. Una configurazione di questo tipo è rappresentata in Fig. 6 in cui sono evidenziate le 4 posizioni di misura. La combinazione di misure nelle varie direzioni conduce a un valore di efficienza pressoché uguale in tutto il segmento e l'eventuale rivelazione della presenza di una sorgente sarebbe pressoché indipendente dalla posizione.

Figura 6– Schema della configurazione di misura a 4 posizioni per ogni segmento.



Per rendere evidente questo concetto, si è riportata in Fig.7 una rappresentazione 2D per l'andamento dell'efficienza normalizzata al valore massimo per 2 misurazioni, 0° e 180° , per sorgenti puntiformi e per un segmento del fusto. Per quest'ultima valutazione si può notare che il valore di efficienza per data energia è già più o meno costante nell'intero volume: è evidente che, con le altre misurazioni a 90° e 270° , l'andamento sarebbe ancor più prossimo a una costante per l'intero volume del segmento.

Volendo procedere a ricalcolare i valori di MDA per sorgenti puntiformi considerando due misurazioni, a 180° l'una dall'altra, i valori si modificano come rappresentato in Tabella 2. Si nota che già una misurazione con due angoli (0° e 180°) riduce notevolmente il valore di MDA

al centro del fusto mentre con 4 misurazioni si ha una riduzione di circa 88% rispetto alla singola misura. Questa è una ulteriore conferma che con quattro misure di 600s ciascuna si può raggiungere un valore di MDA molto basso, sufficientemente inferiore ai limiti prima indicati.

Una verifica importante riguarda la possibilità di individuare una sorgente all'interno del fusto in maniera indipendente dalla sua posizione. A tale scopo è presa in considerazione una sorgente puntiforme di ^{137}Cs , di attività nota, posizionata all'interno del fusto posta all'interno con la protezione di almeno un sacchetto di polietilene sia in prossimità della parete del fusto sia in posizione centrale. Per realizzare le 4 misurazioni a 0° , 90° , 180° , e 270° , si è ruotato il fusto di 90° per volta come evidenziato in Fig. 8. Il valore di count-rate per il ^{137}Cs in ogni misurazione veniva sommato al valore precedente fino ad ottenere un valore complessivo.

Utilizzando poi l'efficienza di segmento per il ^{137}Cs calcolata con la procedura indicata, pari a 0,033 colpi per fotone di 662 keV, si è valutata l'attività, risultata molto prossima al valore nominale certificato dal fornitore, con un errore inferiore al 12%, mentre la valutazione meno precisa per la posizione centrale conduce a un errore inferiore al 20%. Ciò dimostra che la configurazione a 4 misurazioni e la determinazione dell'efficienza di segmento consente di determinare un valore di attività, ancorché approssimato, per una eventuale sorgente dispersa nei rifiuti.

Infine, i valori di MDA determinati utilizzando l'efficienza di segmento sono dello stesso ordine di quelli computati con le sorgenti puntiformi e di gran lunga inferiori ai livelli di allontanamento previsti nel D.Lgs. 101/2020.

Figura 7– Rappresentazione semplificata dell'efficienza per il ^{137}Cs ottenuta con 2 misurazioni. Per un migliore confronto sono riportate le efficienze normalizzate al valore massimo.

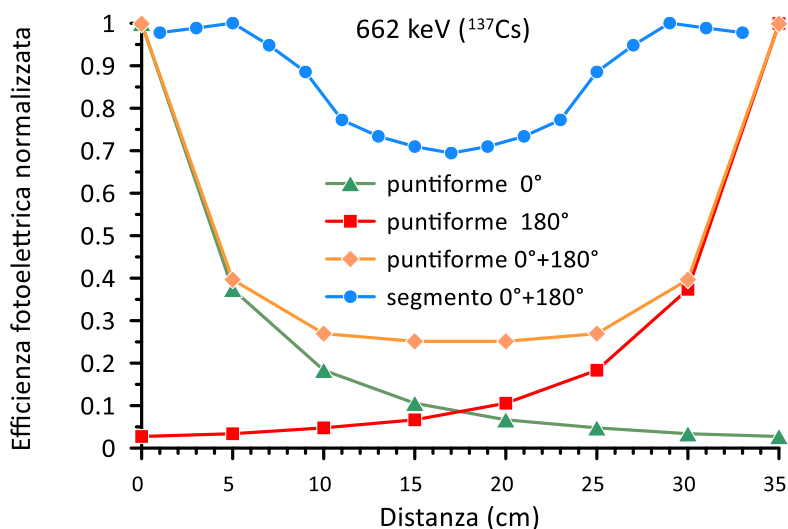
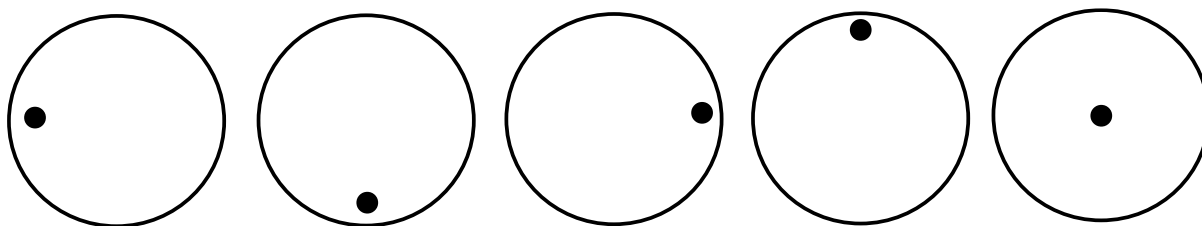


Tabella 2– Valori di MDA per fusti dei rifiuti per alcuni radionuclidi di interesse ospedaliero. Geometria : sorgente puntiforme. Tempo di conteggio: 600s per ogni posizione.

Radionuclide	Energia di emissione (keV)	MDA al centro $0^\circ + 180^\circ$ (Bq)	MDA al centro $0^\circ + 90^\circ + 180^\circ + 270^\circ$ (Bq)
^{99m}Tc	140	45	18
^{131}I	364	51	20
^{18}F	511	25	11
^{137}Cs	662	58	23

Figura 8 - Posizioni della sorgente all'interno del fusto durante le misurazioni per la verifica di attività.



CONCLUSIONI

La procedura di misura dei rifiuti ospedalieri sopra descritta permette di verificare – per la maggior parte dei casi – l'assenza di un livello significativo di attività nel fusto di rifiuti radioattivi, e comunque inferiore ai livelli di allontanamento previsti dal D.Lgs. 101/2020 e ss.mm.ii. L'adozione di una tecnica di misura con 4 posizioni (0° , 90° , 180° , 270°) consente di individuare sia sorgenti puntiformi, anche di bassa intensità, sia di valutare una eventuale attività e confrontarla con il livello di allontanamento. Poiché nella maggior parte dei casi non si possono identificare nello spettro gamma manifestazioni di tipo fotoelettrico, si può indicare il valore di MDA per ogni radionuclide di interesse relativi alla geometria di misura. Questi sono comunque inferiori ai livelli di allontanamento di cui al D.Lgs. 101/2020.

I risultati sperimentali sono tuttavia da considerare ancora preliminari e l'applicazione della tecnica può condurre a miglioramenti operativi e organizzativi. Le operazioni di calibrazione dello strumento di misura presuppongono l'impiego di sorgenti di calibrazione per la determinazione delle curve di efficienza, la valutazione dell'andamento di variazione del coefficiente di attenuazione lineare e infine il computo numerico di una efficienza di segmento per l'applicazione della tecnica SGS. La procedura può sembrare piuttosto complessa anche se, a parità di condizioni operative, può effettuarsi una sola volta e mantenere i parametri per tutto il ciclo di misure. Il tempo necessario per la realizzazione delle misure, considerando il numero di segmenti in cui si può considerare diviso l'intero fusto e almeno 4 misurazioni angolari per ciascun segmento, potrebbe risultare non sostenibile. La tecnica può comunque essere migliorata e ottimizzata nei tempi, e nel numero di misure, dovendosi raggiungere l'obiettivo di verificare i livelli previsti dal D.Lgs. 101/2020, piuttosto che una determinazione precisa di attività. Una volta ottimizzata nel numero di misure, nei tempi di conteggio e nelle condizioni operative, potrebbe essere inclusa di norma nella gestione dei rifiuti solidi prodotti principalmente nei reparti ospedalieri.

Bibliografia

Anh T.H., Thanh N.D., Dung T. Q., *Evaluation of performance of a new gamma technique for assay of radioactive waste*, Annals of Nuclear Energy 32 (2005) 1516–1523.

Cesana A., Terrani M., Sandrelli G., *Gamma Activity Determination in Waste Drums in Nuclear Plants*, Applied Radiation and Isotopes 44 (3), (1993) 517-520.

Dung, T.Q., *Calculation of the systematic error and correction factors In gamma waste assay system* Annals of Nuclear Energy, Vol. 24, No. 1 (1997a), 3347.

Dung T.Q., *Modification to technique using two detectors for assay of Radioactive waste drum*, Annals of Nuclear Energy, Vol. 24, No. 8 (1997b), pp. 645-657.

Dung T.Q., *Some theoretical results of gamma techniques for measuring large samples*, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research, A 416 (1998) 505-515.

Dung T.Q. et al., *Evaluation of a gamma technique for the assay of radioactive waste drums using two measurements from opposing directions*, Applied Radiation and Isotopes 67 (2009) 164–169.

Haddad K., Al-Homyed A., *Experimental technique for efficiency transfer along different geometries and volumes*, Nuclear Engineering and Technology 53 (2021), 695-698

Krings T., Mauerhofer E., *Reconstruction of the activity of point sources for the accurate characterization of nuclear waste drums by segmented gamma scanning*, Applied Radiation and Isotopes 69 (2011) 880–889.

Liao S., et al., *A density correction method for radioactive waste drum based on SRGS technology*, Applied Radiation and Isotopes 209 (2024) 111337.

Patra S., Agarwal C., Chaudhury S., *Full energy peak efficiency calibration for the assay of large volume radioactive waste drums in a segmented gamma scanner*, Applied Radiation and Isotopes 144 (2019) 80–86.

Qian N., Krings T., Mauerhofer E., Wang D., Bai Y., *Analytical calculation of the collimated detector response for the characterization of nuclear waste drums by segmented gamma scanning*, Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry 292 (2012), 1325–1328.

Radu D., Stanga D., Sima O., *ETNA software used for efficiency transfer from a point source to other geometries*, Applied Radiation and Isotopes 67 (2009) 1686–1690.

Stanga D., Gurau D., *A new approach in gamma-ray scanning of rotating drums containing radioactive waste*, Applied Radiation and Isotopes 70 (2012) 2149–2153.

Thanh T.T., et al., *A prototype of radioactive waste drum monitor by non-destructive assays using gamma spectrometry*, Applied Radiation and Isotopes 109 (2016), 544–546.

Vidmar T., EFFTRAN—A Monte Carlo efficiency transfer code for gamma-ray spectrometry, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research [A 550/3](#) (2005), 603-608

Zheng H., Tuo X., Zhao W., Yang G., Li Y., Shi R., Liu Q., *An efficiency function model of segmented gamma scanning for measuring radioactive waste drum*. Applied Radiation and Isotopes 199 (2023) 110895.

Zheng H., Tuo X., Wang Z., Gou R., Liu Q., Li Q., Shi R., Yang G., *An efficiency calibration method of segmented gamma scanning in reconstructing radioactive waste drum activity*. Journal of the Korean Physical Society (2024) 84:251–263.

Caratterizzazione radiometrica di bunker già ospitante un LINAC per terapia con energia RX massima 15 MV

Fabrizio Banci Buonamici^{1,2}, Annamaria Didona^{1,2}

¹Azienda ospedaliero universitaria Senese, via della Scotte 14, Siena

²Associazione Italiana di Fisica Medica e Sanitaria

Indirizzo per corrispondenza f.banci@ao-siena.toscana.it

INTRODUZIONE

L'attività di radioterapia a fasci esterni con acceleratore lineare con energia superiore a 10 MV provoca attivazione sia nelle parti metalliche del Linac stesso (soprattutto quelle direttamente interessate dalla linea del fascio come target, filtro equalizzatore e schermature primarie) che nelle pareti del bunker, usualmente costituite da calcestruzzo e/o calcestruzzo baritico.

Mentre per la attivazione delle componenti del Linac si trova molta letteratura, gli autori non sono stati in grado di trovare alcun riferimento sulla attivazione di cemento e/o di eventuali parti metalliche presenti nel bunker. Si tratta sicuramente di quantità non significative dal punto di vista della esposizione esterna; tuttavia anche tracce di prodotti di attivazione possono diventare rilevanti qualora sia necessario effettuare lavori di adattamento al bunker con produzione di materiali di risulta. Tali materiali, per essere allontanati nell'ambiente, devono presentare concentrazioni di attività inferiori dei livelli di allontanamento per materiali solidi stabiliti nell'Allegato I, Tabella I-1B del D.Lgs. 101/2020.

MATERIALI E METODI

Presso l'Azienda ospedaliero universitaria Senese è ancora in corso la sostituzione di un Linac con energia massima RX di 15 MV con analoga apparecchiatura di differente produttore; pertanto si sono resi necessari lavori di adattamento al bunker con produzione di materiali di risulta da allontanare in discarica per rifiuti speciali provenienti da attività edilizie. Ci siamo quindi posti il problema della possibile presenza di prodotti di attivazione nei materiali di risulta, non rilevabili con i metodi ordinari disponibili nelle strutture di Fisica Sanitaria.

Dal momento della cessazione dell'attività clinica si è deciso di attendere un periodo di 30 giorni al fine di consentire il decadimento di eventuali prodotti di attivazione caratterizzati da breve tempo di dimezzamento. Successivamente, al fine di garantire il rispetto dei livelli di allontanamento per materiali solidi stabiliti nell'Allegato I, Tabella I-1B del D.Lgs. 101/2020, si è proceduto come segue:

a) sono stati selezionati punti di carotaggio corrispondenti alle zone nelle quali sia stata ritenuta presumibile la massima concentrazione di attivazione: il pavimento sotto il lettino di trattamento (coinvolto in tutti i trattamenti con gantry a 0° e costituito da calcestruzzo ordinario) e la parete in corrispondenza della barriera primaria (esposta quindi al fascio primario e costituita da calcestruzzo baritico). Tali punti garantiscono la ricerca sia degli effetti di attivazione legati direttamente a reazioni (γ, n) che degli effetti legati ad attivazione neutronica, indotta da neutroni prodotti da reazioni di tipo (γ, n). Sono stati inoltre selezionati cautelativamente punti non investiti dal fascio primario (in particolare la spalletta della porta di ingresso, che ha dovuto essere demolita per consentire l'ingresso del nuovo Linac)

Sui campioni prelevati sono state effettuate misure sia in spettrometria γ ad alta risoluzione che per la determinazione di β -emettitori mediante metodi radiochimici; in particolare, è stata effettuata la misura della concentrazione di ^3H (isotopo presumibilmente più probabile in matrici di calcestruzzo) e dell'attività β -totale in scintillazione liquida. Le misure sono state affidate ad un laboratorio accreditato, non essendo possibile effettuarle internamente.

I risultati della concentrazione in massa determinata come specificato sono stati confrontati con i livelli di allontanamento per i materiali solidi stabiliti nell'Allegato I, Tabella I-1B del D.Lgs. 101/20, tenendo conto dell'incertezza estesa in modo cautelativo; l'incertezza estesa si intende determinata con un livello di fiducia del 95% e fattore di copertura $k=2$.

RISULTATI E DISCUSSIONE

I risultati delle misure hanno mostrato la presenza di tracce di prodotti di attivazione (^{54}Mn , ^{60}Co , ^3H) e di isotopi di sicura origine naturale, tutti in concentrazione inferiore al livello di allontanamento per materiali solidi previsto dall'allegato I, tabella I-1B del D.Lgs. 101/2020 anche considerando l'incertezza estesa, espressa con un livello di fiducia del 95% e fattore di copertura $k=2$.

A solo scopo esemplificativo si riportano in fig. 1 i risultati delle analisi effettuate in spettrometria γ ad alta risoluzione sul campione di calcestruzzo ordinario prelevato dal basamento del lettino:

fig 1 – risultati spettroscopia γ ad alta risoluzione nel calcestruzzo prelevato dal basamento lettino

Descrizione del campione:		Campione 5 - Campione di calcestruzzo prelevato dal basamento del lettino				
"Determinazione di radionuclidi gamma emettitori mediante spettrometria gamma ad alta risoluzione"						
CATEGORIA	PARAMETRO	METODO DI PROVA	RISULTATO E INCERTEZZA (Bq/kg)	MAR †	LIVELLO DI ALLONTANAMENTO O (Bq/Kg)	Rapporto (a livello di media + incertezza estesa)
Artificiali	^{137}Cs – Cesio 137	UNI 11665:2017	< MAR	0.29	100	N/A
	^{54}Mn – Manganese 54	UNI 11665:2017	$0,7 \pm 0,3$	0.44	100	1%
	^{56}Co – Cobalto 56	UNI 11665:2017	< MAR	0.28	100	N/A
	^{57}Co – Cobalto 57	UNI 11665:2017	< MAR	0.72	1000	N/A
	^{58}Co – Cobalto 58	UNI 11665:2017	< MAR	0.25	1000	N/A
	^{59}Fe – Ferro 59	UNI 11665:2017	< MAR	0.61	1000	N/A
	^{60}Co – Cobalto 60	UNI 11665:2017	$2,6 \pm 0,4$	0.48	100	3%
Naturali	^{40}K – Potassio 40	UNI 11665:2017	323 ± 29	7.4	1000	35%
Serie ^{238}U in equilibrio secolare	^{234}Th – Torio 234	UNI 11665:2017	< MAR	15	1000	1%
	$^{234\text{m}}\text{Pa}$ – Protoattinio 234m	UNI 11665:2017	< MAR	61		
	^{230}Th – Torio 230	UNI 11665:2017	< MAR	140		
	^{226}Ra – Radio 226	UNI 11665:2017	< MAR	14		
	^{214}Pb – Piombo 214	UNI 11665:2017	$11,8 \pm 1,6$	1.4		
	^{214}Bi – Bismuto 214	UNI 11665:2017	$11,1 \pm 1,4$	1.1		
	^{210}Pb – Piombo 210	UNI 11665:2017	< MAR	22		
Serie ^{232}Th in equilibrio secolare	^{228}Ac – Attinio 228	UNI 11665:2017	$17,8 \pm 2,6$	2	1000	3%
	^{224}Ra – Radio 224	UNI 11665:2017	18 ± 8	13		
	^{212}Pb – Piombo 212	UNI 11665:2017	$18,6 \pm 2,4$	1		
	^{212}Bi – Bismuto 212	UNI 11665:2017	18 ± 5	6.4		
	^{208}Tl – Tallio 208	UNI 11665:2017	$5,2 \pm 0,7$	0.56		
Serie ^{235}U	^{235}U – Uranio 235	UNI 11665:2017	< MAR	3.9	1000	N/A

ed in fig. 2 i risultati della ricerca di isotopi β emettitori con metodo radiochimico:

fig 2– risultati ricerca isotopi β – emettitori nel calcestruzzo prelevato dal basamento del lettino

"Determinazione delle attività dei Beta emettitori mediante Scintillazione Liquida"					
PARAMETRO	METODO DI PROVA	RISULTATO E INCERTEZZA (Bq/kg)	MAR †	LIVELLO DI ALLONTANAMENTO O (Bq/Kg)	Rapporto (a livello di media + incertezza estesa)
^3H – Trizio	ISO 19361:2017	62 ± 7	5.6	1000	6.9%
Attività beta totale	Metodo interno *	290 ± 9	6.5		N/A

I soli isotopi sicuramente frutto di processi di attivazione sono ^{54}Mn , ^{60}Co e ^3H , tutti in concentrazione largamente inferiore al livello di allontanamento anche considerando l'incertezza estesa. Tutti gli altri isotopi sono di sicura origine naturale, ^{40}K e isotopi provenienti dalle serie naturali dell'Uranio e del Torio.

L'attività β totale misurata con metodo radiochimico (escludendo la finestra di energie di ^3H) è coerente con la concentrazione di attività di isotopi simultaneamente γ e β emettitori individuati tramite spettroscopia γ ad alta risoluzione.

Si può osservare che anche nel caso del ^{40}K , che pur essendo di origine naturale è soggetto al rispetto dei livelli di allontanamento previsti dall'allegato I, tabella I-1B, la concentrazione misurata è meno della metà del relativo livello di allontanamento.

Analoghi risultati si sono trovati per gli altri campioni, tra cui uno strato di lamierino anche esso posizionato sotto il lettino di trattamento.

CONCLUSIONI

Sono state effettuate misure di caratterizzazione radiometrica sul calcestruzzo presente nelle pareti e pavimento di un bunker per radioterapia che ha ospitato per 15 anni un acceleratore lineare con energia massima 15 MVRX. I risultati hanno mostrato la presenza in tracce di prodotti di attivazione, tutti molto sotto il livello di allontanamento previsto dall'allegato I, tabella I-1B al D.Lgs. 101/2020.

Tuttavia il risultato ottenuto mostra che non è possibile escludere che anche a distanza di tempo dal termine dei trattamenti sia presente nel materiale da costruzione una concentrazione di attività tale da rientrare nel campo di applicazione dell'articolo 54 del D.Lgs. 101/2020. È quindi opportuno prevedere questa casistica già nella presentazione della istanza di nulla osta, in maniera da poter nel caso smaltire i prodotti di risulta, qualora siano rispettati i livelli di allontanamento, senza dover richiedere integrazioni al nulla osta.

Atti del Convegno Nazionale AIRP di Radioprotezione
La radioprotezione della popolazione:
esposizioni pianificate ed esistenti in un'ottica di sostenibilità



Sessione 6
NORM e radon

Metodologia e strumenti per la mappatura e la caratterizzazione delle situazioni di esposizione ai NORM nell'ambito del progetto RadoNorm-Task 2.5

C Nuccetelli¹, G Venoso¹, R Trevisi², F Leonardi², F Trotti³, R Ugolini³, J M. Popic⁴ e gli altri partecipanti al Task 2.5 di RadoNorm*

¹Centro PRORA, Istituto Superiore di Sanità, Viale Regina Elena 299, 00161 Roma

²DIMEILA, INAIL, Via di Fontana Candida 1, 00078 Monte Porzio Catone Roma

³ARPAV, Via Alberto Dominutti, 8, 37135 Verona

⁴Department of Nuclear Safety and Environmental Protection, DSA, Norway

cristina.nuccetelli@iss.it

Abstract

Lo scopo delle attività del Task 2.5 del progetto RadoNorm è l'identificazione di situazioni e scenari di esposizione ai NORM nei Paesi europei, e la raccolta di dati qualitativi e quantitativi rilevanti per la radioprotezione. Questo dovrebbe contribuire a migliorare la comprensione dei problemi connessi ai NORM e alle relative esposizioni alle radiazioni, e ad individuare le sfide scientifiche, pratiche e normative correlate. Le prime attività del progetto RadoNorm sono state: l'elaborazione di strumenti che permettano una raccolta uniforme dei dati; lo sviluppo di una metodologia graduale per l'identificazione delle situazioni di esposizione ai NORM. In questa sede vengono presentati gli aspetti peculiari degli strumenti per la raccolta dei dati sui NORM. Questi strumenti consistono in una serie di registri in formato Microsoft Excel, che sono stati progettati per contribuire a: (a) identificare i principali problemi di radioprotezione in determinate situazioni di esposizione; (b) ottenere una panoramica dei materiali coinvolti (materie prime, prodotti, residui, effluenti, ecc); (c) raccogliere dati qualitativi e quantitativi sui NORM; (d) sviluppare la valutazione integrata del rischio convenzionale e di quello radiologico per i lavoratori, la popolazione e il *non human biota*. Inoltre, i registri NORM assicurano una caratterizzazione standardizzata e unificata delle situazioni di esposizione in modo da aiutare e integrare la gestione efficace e il controllo normativo dei processi, dei prodotti e dei residui NORM e delle relative esposizioni.

Per quanto riguarda la metodologia graduale per identificare le situazioni di esposizione ai NORM, ne verranno presentati i dettagli, anche attraverso esempi pratici che utilizzano diverse informazioni esistenti per stabilire gli inventari dei NORM. Questo metodo è flessibile e quindi applicabile a diverse situazioni ed è destinato a essere utilizzato sia per realizzare un inventario NORM in assenza di conoscenze specifiche, che per sistematizzare e completare dati esistenti.

* H Haanes, J Brown, E Ohlin, N Vanhoudt, A Kallio, L Février, P Blanchart, L Pannecoucke, L Urso, A Real, A Dvorzhak, D Perez, A Escribano, B Michalik, J Lourenco, R Pereira, L Skipperud, ER Maset, SM Jerome, P Sopher

- Breve introduzione
- Come identificare le situazioni di esposizione ai NORM e i siti di interesse per la radioprotezione – **Metodologia generale**
- Come raccogliere informazioni rilevanti dai siti identificati e per scopi diversi – **Strumenti**
- **Indagine NORM**, informazioni supplementari sui NORM da parte di paesi non partecipanti al progetto RadoNorm

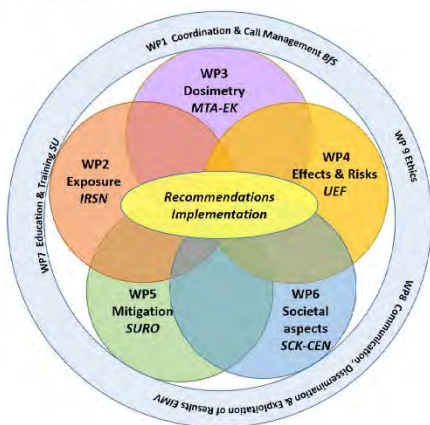


This project has received funding from the Euratom research and training programme 2019-2020 under grant agreement No 900009

2



The RadoNorm project ...aims at managing risks from radon and NORM exposure situations to assure effective radiation protection based on improved scientific evidence and social considerations.



- Una parte delle attività del WP 2-Exposure del progetto **RadoNorm** (www.radonorm.eu) è finalizzata a identificare le situazioni di esposizione ai NORM in tutta Europa, alla loro caratterizzazione dettagliata e alla valutazione dei possibili scenari di esposizione.
- Per questo è stata sviluppata una **metodologia** per l'identificazione qualitativa delle situazioni di esposizione ai NORM.
- È stato fatto molto lavoro per realizzare una mappatura sistematica e strutturata delle situazioni NORM nei Paesi europei.
- Inoltre, sono stati sviluppati **strumenti sistematici, sotto forma di questionari e template specifici sui NORM**, per la raccolta di informazioni qualitative e dati quantitativi relativi all'industria, ai *legacy sites* e alle aree ad elevata radiazione di fondo (HBRA).

3

Metodologia e strumenti per l'identificazione e la caratterizzazione dei siti NORM

- Perché sono necessari l'identificazione e la caratterizzazione di questi siti?
 - ✓ Richiesta della Direttiva UE 2013/59/Euratom e delle normative nazionali
 - ✓ Necessità di avere una panoramica dei siti NORM in Europa
 - ✓ Necessità di caratterizzare gli scenari di esposizione ai NORM (dati sui NORM e altri inquinanti, su processi e parametri ambientali di interesse, ecc.)
 - ✓ Attività esistenti e future di estrazione, smantellamento, ecc. in molti Paesi.



This project has received funding from the Euratom research and training programme 2019-2020 under grant agreement No 900009.

4

Come realizzare l'inventario NORM in un Paese

- I modi saranno diversi, a seconda delle condizioni prevalenti nel Paese
- Storicamente, le attività di *inventory* relative ai radionuclidi artificiali sono iniziate molto prima di quelle relative ai radionuclidi presenti in natura.
- Per fortuna a partire dagli anni '90 è cresciuto l'interesse per le attività di regolamentazione e ricerca sui NORM.
- Elenchi delle industrie NORM più diffuse sono stati redatti dalle BSS UE e dalla IAEA, ma altre attività sono state identificate nello scambio tra esperti.
- Molti Paesi hanno ancora bisogno di una metodologia e di strumenti chiari per realizzare l'inventario dei NORM.



Attività di RadoNorm!



This project has received funding from the Euratom research and training programme 2019-2020 under grant agreement No 900009.

5

Metodologia per l'identificazione dei NORM

- L'approccio proposto, per l'identificazione di tutti i casi in cui la NOR può essere una possibile fonte di esposizione alle radiazioni, si articola in quattro livelli di attività e si basa sui dati disponibili a livello nazionale.
- È possibile ottenere informazioni qualitative sulle risorse naturali, le materie prime e le attività industriali rilevanti con concentrazioni potenzialmente elevate di NOR sulla base di:
 - archivi geologici,
 - licenze minerarie e ambientali,
 - statistiche sull' importazione ed esportazione e *template* commerciali.



This project has received funding from the Euratom research and training programme 2014-2018 under grant agreement No 900009.

6

Metodologia per l'identificazione dei NORM (cont.)

- La metodologia presuppone che inizialmente ci sia una conoscenza limitata della situazione e propone quattro livelli:
 - I. Analisi della presenza di risorse minerarie naturali.
 - II. Identificazione delle industrie minerarie attive e di quelle passate.
 - III. Identificazione delle industrie di lavorazione dei minerali e dei combustibili fossili attive e di quelle passate.
 - IV. Analisi del ciclo di vita delle materie prime e dei prodotti, compreso il loro riciclo e lo smaltimento finale.



7

Schema della metodologia

MATERIAL \ ACTIVITY	Tier I	Tier II	Tier III	Tier IV	
	Natural resources inventory	Mining	Mineral processing	Industrial wares/capital products application	Consumer goods use
Natural resources /raw materials	●	●	---	---	---
Associated minerals		●			
Mine output		●	●	---	---
Associated releases (liquids/gases)		●	●		
(Capital) products /commodities			●	●	●
Residues			●	●	●
Waste			●	●	●

8

Metodologia di identificazione - vantaggi e sfide

- **Vantaggi del metodo sviluppato**
- utilizzabile per realizzare l'inventario NORM ma utile anche per sistematizzare e completare
- è esaustivo
- permette la raccolta simultanea di dati e informazioni

- **Possibili problemi e sfide identificate**

- richiede tempi lunghi
- carenza di competenze e risorse
- problemi di

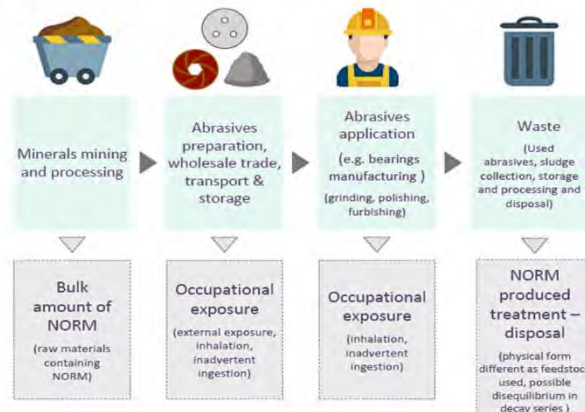


9

Altro possibile utilizzo: LCA per i NORM

L'approccio, se utilizzato per valutare la potenziale esposizione alle radiazioni in tutte le fasi di vita del prodotto, dall'estrazione delle materie prime, la lavorazione, la produzione, la distribuzione, l'uso e l'eventuale riutilizzo, fino allo smaltimento dei rifiuti, può essere considerato come un *Life Cycle Analysis* (LCA) relativa ai NORM.

Esempio: abrasivi utilizzati nella produzione di cuscinetti.



10

Strumenti per la caratterizzazione dei siti NORM: *template delle attività NORM*

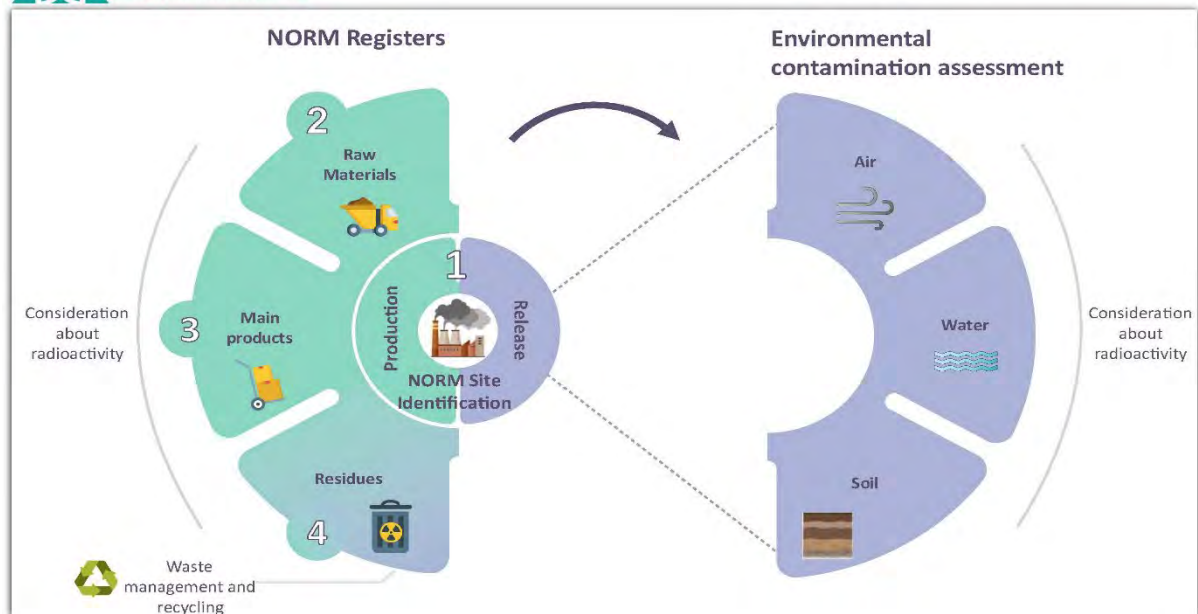
Gli strumenti proposti sono una serie di *template* NORM in formato Excel che aiutano a:

- facilitare** la raccolta (completa) di dati qualitativi e quantitativi dei siti NORM in modo sistematico e armonizzato;
- identificare** i principali problemi di interesse radioprotezionistico nelle diverse situazioni di esposizione ai NORM;
- ottenere** una panoramica dei materiali coinvolti (ad es., materie prime, prodotti, sottoprodotti, residui, effluenti);
- raccogliere** dati qualitativi e quantitativi sui NORM e
- caratterizzare** gli scenari di esposizione a rischi multipli e compiere ulteriori passi avanti verso una valutazione integrata del rischio e della dose per i lavoratori, la popolazione e il *non-human biota*;
- ottenere** una panoramica europea aggiornata dei siti di esposizione ai NORM che contribuisca ad ampliare il database internazionale.

Inoltre, i *template* NORM assicurano una caratterizzazione standardizzata e unificata delle situazioni NORM in modo da sostenere e integrare la gestione efficace e il controllo normativo dei processi, dei prodotti e dei rifiuti NORM e delle relative esposizioni.



11



Struttura dei *template* NORM - Questionari Excel

Un obiettivo chiave era quello di fornire un *template* efficiente e di facile utilizzo per la maggior parte delle situazioni di esposizione ai NORM; sono stati sviluppati 15 registry in formato Excel, 14 dedicati alle industrie NORM elencate, che sono risultate essere presenti in più del 50% dei Paesi europei esaminati, e 1 dedicato alle Aree ad alta radiazione di fondo

- | | |
|--|---|
| 1. Produzione di petrolio e gas | 8. Produzione primaria di ferro |
| 2. Produzione di energia geotermica | 9. Fusione di metalli non ferrosi |
| 3. Produzione di fertilizzanti fosfatici | 10. Centrali elettriche a carbone |
| 4. Industria dello zirconio | 11. Impianti di filtrazione delle acque di falda |
| a. piastrelle | 12. Industria mineraria (compresa l'estrazione del carbone) |
| b. refrattari | 13. Legacy sites |
| 5. Produzione di cemento, | 14. Altre attività che coinvolgono NORM |
| 6. Produzione di acido fosforico | 15. Aree ad alta radiazione di fondo (HBRA) |
| 7. produzione di TiO ₂ | |

Sono stati sviluppati *template* specifici per ciascuna delle situazioni di esposizione ai NORM elencate,



- Dati descrittivi qualitativi
- Dati quantitativi
- Tipo di informazioni richieste predefinite (per es. materie prime)
- Prodotti e sottoprodotti, residui e rifiuti, effluenti) Parti codificate a colori, domande aperte e chiuse

TEMPLATE 5: ZIRCON TILES

Practical information: cells in gray contain dropdown menu to be used when filling out, cells in yellow - answers should be written numerically or qualitatively

Parts 1, 2 and 3 are independent; some questions need qualitative descriptions, for more details consult manual tables in the Methodology document

1. Site(s) description				2. Other relevant considerations about radioactivity and other hazards			
Is information provided here related to individual facility or group of facilities?	Facility name/or code if information is not public available	Total number of exposed workers	Description of occurrence of NORM	MONITORING PROGRAMME AND OTHER HAZARD		DOSE ASSESSMENT FOR WORKERS	
				Monitoring programme	Processes/conditions of importance for transport and mobilization of RN	Other hazards present	
						Exposure pathways - WORKERS	
						Mean dose to WORKERS per marked Exposure pathway (mSv/y)	
						TOTAL mean dose to WORKERS (mSv/y)	
dropdown menu			dropdown menu	dropdown menu	dropdown menu	dropdown menu	0
dropdown menu			dropdown menu			dropdown menu	
Average for whole country			Raw Material			not applicable	
individual			Main product			Adhesives	
group: 1-10 facilities			Residue			chromates & sulphates	
group: 10-50 facilities			Liquid Effluent			heavy metals	
group: 50-100 facilities			Atmospheric release			microplasta	
NA			new entry - rename			organic substances (e.g. lyc)	
new entry - rename			new entry - rename			inorganic substances (e.g. ...)	

Esempio: *template* dell'industria dello zirconio - piastrelle (estratto dal relativo foglio Excel).

- Aspetti legislativi della gestione dei NORM e approcci normativi.
- Presenza di NOR in diversi materiali nelle industrie e nelle situazioni di esposizione esistenti.
- Mobilità e trasporto dei NORM nell'ambiente, programmi di monitoraggio.
- Presenza di rischi non radioattivi.
- Valutazione della dose per i lavoratori, la popolazione e il *non-human biota*.
- Concentrazione di attività dei NOR in diverse categorie di materiali.
- Destinazione e trattamento dei residui e dei rifiuti NORM.



- I risultati ottenuti con l'uso dei *template* potrebbero fornire un aggiornamento delle situazioni di esposizione ai NORM in tutta Europa e anche oltre.
- Questo lavoro può essere anche visto come preparatorio allo sviluppo di una futura banca dati internazionale di NORM e alla preparazione di calcolatori di dose unificati per l'industria. In Italia questo aspetto è in fase avanzata di sviluppo nell'ambito del **progetto INAIL BRIC «NORMA»**.
- Infine, la metodologia sviluppata e i *template* potrebbero essere utili anche per tutti i paesi che trattano i problemi legati alle esposizioni da NORM.



This project has received funding from the Euratom research and training programme 2014-2018 under grant agreement No 900009.

16

Chi sono gli *End users* dei *template* NORM?

- Ricercatori internazionali che possono raccogliere dati di diversi siti di esposizione ai NORM per valutarne gli aspetti radioprotezionistici.
- Regolatori che costruiscono inventari di industrie NORM e prendono decisioni in merito alla caratterizzazione/bonifica di *NORM legacy sites*.
- Operatori del settore che possono utilizzare i *template* per uno *screening* iniziale o per una caratterizzazione radiologica sistematica e una valutazione dell'impatto dei loro siti.
- Accademici ed esperti internazionali che tengono corsi di formazione sui NORM, su specifici settori industriali NORM e sulla relativa radioprotezione.



This project has received funding from the Euratom research and training programme 2019-2020 under grant agreement No 900009.

17

RadoNorm *Managing risks from radon and NORM* **Template NORM: crosslink con altre iniziative internazionali**

Il sistema sviluppato da Radonorm è stato illustrato in diverse occasioni (convegni, workshop) in ambito internazionale ed è stato applicato in uno studio pilota tra i paesi EU partecipanti al progetto. È in fase di preparazione un lavoro con i risultati di questa attività.

Esiste un interesse forte da parte degli organismi internazionali per questo tipo di attività.

La **IAEA**, nell'ambito di **ENVIRONET**, ne ha evidenziato l'importanza

«A detailed understanding of NORM activities is essential for the proper implementation of the graded approach.»

“The regulatory body should compile an **inventory of the NORM facilities and activities** that generate or manage NORM residues, including a description of the processes and materials»

L'**UNSCEAR** raccoglie periodicamente, tramite **questionnaire survey**, informazioni finalizzate a valutare l'esposizione occupazionale media per diverse tipologie di industrie NORM.

Esperti dell'UNSCEAR e dell'IAEA hanno richiesto di visionare i template perché li ritengono potenzialmente utili per le loro attività



This project has received funding from the Euratom research and training programme 2014-2018 under grant agreement No 900009.

18



Survey per raccogliere informazioni specifiche sui vari aspetti dei NORM dalle autorità regolatorie, dagli operatori e potenzialmente da altri stakeholders in Europa



L'obiettivo di questa indagine è stato principalmente quello di raccogliere informazioni e dati dai Paesi europei per creare una panoramica aggiornata e/o nuova

- a) delle situazioni di esposizione ai NORM e della loro analisi rispetto ai diversi aspetti della radioprotezione,
- b) della conoscenza dei modelli radioecologici applicati in una varietà di situazioni di esposizione ai NORM, del rischio per la popolazione e i lavoratori,



del rischio per la popolazione e i lavoratori, industrie NORM attività
esteso rispetto EU,
nonché le pro policate
economia circo...



19

Gruppi/soggetti contattati

- Istituzioni nazionali/regionali/locali.
- Operatori di industrie che coinvolgono NORM.
- Operatori nel campo della gestione dei rifiuti.
- Esperti di NORM (consulenti, ricercatori...).



Il periodo di risposta alla *survey* è durato 4 mesi.



This project has received funding from the Euratom research and training programme 2019-2020 under grant agreement No 900009.

20

- Questionario inviato a più di 400 persone/istituzioni, tramite la pagina web di RadoNorm e altri canali.
- 102 persone hanno preso visione del questionario. Anche i Paesi non appartenenti all'UE hanno mostrato interesse. Complessivamente: 34% di risposte da 19 Paesi.
- L'indagine era rivolta in particolare agli operatori NORM, ma hanno risposto di più i regolatori (20), contro 11 industrie e soltanto 4 gestori di rifiuti.
- I Paesi non partecipanti a RadoNorm sono stati molto interessati - Lituania, Estonia, Croazia, Bulgaria, Slovacchia... → valore aggiunto alle informazioni e ai dati raccolti nel Task 2.5.

Informazioni generali



Paesi Europei che hanno partecipato alla NORM-survey.



This project has received funding from the Euratom research and training programme 2014-2018 under grant agreement No 900009.

21

Panoramica della situazione esistente nei paesi dichiaranti

- Lo sviluppo di un inventario dei NORM è a uno stadio piuttosto diverso tra i vari Paesi
- Dalle risposte sono state identificate delle criticità e delle sfide in merito al controllo normativo e alla gestione dell'industria dei NORM
 - Mancanza di risorse umane per condurre l'inventario, nonché di metodologie e strumenti adeguati.
 - Mancanza di un inventario nazionale sistematico dei dati, che dovrebbe basarsi sulla compilazione degli inventari effettuati a livello regionale.
 - Il controllo dei NORM è ancora un problema nuovo e le normative introdotte richiedono l'interpretazione, la definizione di procedure e lo sviluppo di buone pratiche.
 - La gestione di grandi volumi di rifiuti rocciosi contenenti NORM rappresenta una sfida
 - Capacità dei siti di smaltimento che possono ricevere NORM, trasporto oltre confine.
 - Problemi di comunicazione delle richieste per la RP alle industrie che utilizzano NORM.
 - Programmi di monitoraggio: le procedure non sono armonizzate ed è necessario un contributo internazionale.
 - Valutazioni/modelli di dose per l'uomo e il biota che possano essere utilizzate nella pratica normativa.
- C'è una generale buona comprensione dei requisiti normativi, ma sono stati sviluppati diversi approcci graduali per il controllo.



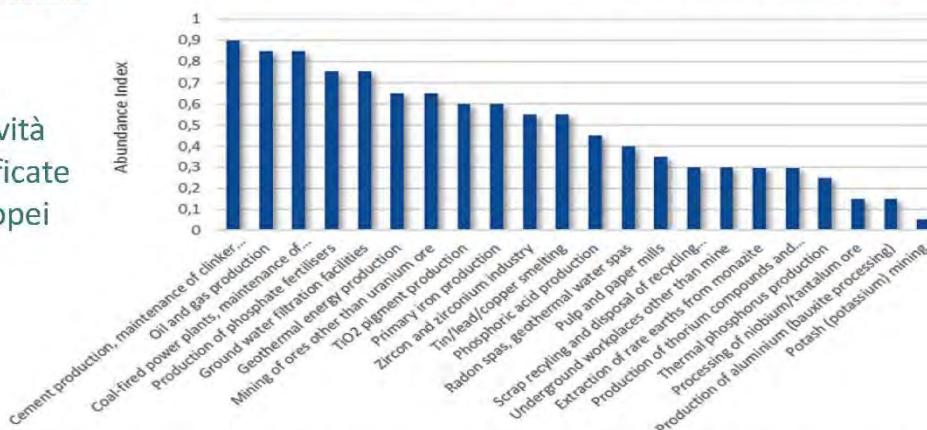
This project has received funding from the Euratom research and training programme 2019-2020 under grant agreement No 900009.

22



Industrie/attività
NORM identificate
nei Paesi europei

Panoramica delle industrie NORM



L'**abundance index** è il rapporto tra il numero di paesi in cui è presente un'attività NORM e il numero complessivo di paesi considerati nell'indagine e nell'esercizio **RadoNorm** e mostra che le attività NORM più comuni nei Paesi europei sono:

- la produzione di cemento, compresa la manutenzione dei forni clinker,
- la produzione di petrolio e gas,
- le centrali elettriche a carbone

seguite dagli impianti di produzione di fertilizzanti fosfatici e dagli impianti di filtrazione delle acque sotterranee.

Caratteristiche dei NORM nelle attività industriali

- La maggior parte delle materie prime non contiene livelli elevati di NOR.
- L'accumulo nei residui (*scales*, fanghi, materiali di filtraggio) per processi di riduzione di massa e/o per processi ad alta temperatura è dominato da ^{226}Ra , ^{228}Ra , ^{210}Pb e ^{210}Po

Per maggiori dettagli si veda il documento citato!

- Negli approcci normativi avanzati, gli standard e le disposizioni in materia di salute e sicurezza sul lavoro sono presi in considerazione insieme alla RP.
- Le emissioni di effluenti NORM sono controllate in termini radioprotezionistici ed è monitorata la possibile contaminazione oppure sono applicati modelli specifici per valutare la possibile contaminazione dell'ambiente e l'esposizione dei lavoratori e della popolazione.
- Le valutazioni delle dosi sono ancora un problema in molti Paesi, senza una guida chiara e modelli per l'uso quotidiano nella pratica normativa.
- Considerazioni su *non-human biota*: esiste un consenso internazionale sulla necessità di tenerne conto, ma in pratica non sono disponibili molti dati - l'approccio è ancora antropocentrico.



24

Residui e rifiuti NORM

- In ~37% dei Paesi che hanno risposto, i NORM non sono mai classificati come rifiuti radioattivi.
- Poco più del 12% dichiara di utilizzare per i NORM gli stessi LE/LC previsti per i radionuclidi utilizzati come sorgenti radioattive (p.e. il radio), mentre al di sopra di questi livelli i rifiuti sono considerati *rifiuti radioattivi* indipendentemente dallo scopo di utilizzo e dalla forma fisica e chimica.

Table 2
Methods which are used to treat NORM before or instead of final disposal.

Method/percentage of responses per given method (to choose more than one option was allowed)	Radionuclides activity concentration (U and Th decay series)		
	<1 Bq/g	>1 Bq/g and <10 Bq/g	>10 Bq/g
Reprocessing (in frame one production process)	25	31	
Purification	19	13	6
Mixing/dilution (under conditions given in Directive 2013/59 Article 30 (40))	31	25	6
Reuse	31	13	
Recycling	44	13	
No treatment	44	31	31

- Nel 50% delle risposte, è stato riportato un livello speciale al di sopra del quale i residui/rifiuti NORM sono classificati come rifiuti radioattivi.
- Destinazioni finali dei NORM: sito di smaltimento convenzionale (inerte, non pericoloso, pericoloso), sito di smaltimento dedicato ai NORM, deposito di rifiuti nucleari, riutilizzo/riciclaggio.



This project has received funding from the Euratom research and training programme 2019-2020 under grant agreement No 900009.

25

- Effluenti NORM – è emersa una differenza nel modo in cui i Paesi li considerano
- problema: se si è al di sotto del livello di esenzione in termini di dose devono essere controllati/monitorati/notificati e segnalati? Questo influisce anche sulla risposta: come gli effluenti NORM vengono trattati o solo scaricati (liquidi).
- Complessità del trasferimento nell'ecosistema, servono molti parametri da valutare e considerare
- Le concentrazioni di attività e i criteri di dose sono i metodi principali utilizzati per valutare la necessità di prevenzione/mitigazione/risanamento.



I risultati dell'indagine hanno fornito un panorama dei casi in cui i metodi di prevenzione e *mitigation* sono necessari dal punto di vista normativo, ma mancano ancora informazioni su quali tra questi vengono effettivamente utilizzati.

er grant agreement No 900009.

26

Produzione ed uso di fertilizzanti in Italia: attività di caratterizzazione radiologica e valutazione di dose del progetto NORMA

Flavio Trotti¹⁾, Silvia Buccr²⁾, Matteo Archim²⁾, Elena Caldognetto¹⁾, Davide di Summa³⁾, Francesca Duchi⁴⁾, Liberato Ferrara³⁾, Giuseppe La Verde⁵⁾, Federica Leonardi⁴⁾, Daniela Lunesu⁶⁾, Cristina Nuccetelli⁷⁾, Ilaria Peroni²⁾, Gabriele Pratesi²⁾, Mariagabriella Pugliese⁵⁾, Rosella Rusconi⁷⁾, Rosabianca Trevisi⁴⁾, Raffaella Ugolini¹⁾, Gennaro Venoso⁷⁾

¹ARPAV, Area Tecnica e Gestionale, Unità organizzativa Agenti Fisici

²ARPAT, Unità Operativa Radioattività e Amianto, Settore Laboratorio Area Vasto Centro

³Politecnico di Milano, Dipartimento di Ingegneria Civile e Ambientale

⁴INAIL- Istituto nazionale per l'assicurazione contro gli infortuni sul lavoro, Settore Ricerca – DiMEILA

⁵Università degli Studi di Napoli "Federico II" - Dipartimento di Fisica "Ettore Pancini"

⁶ARPA Lombardia, Unità Operativa Centro Regionale Radioprotezione

⁷Istituto Superiore di Sanità Roma, Centro Nazionale per la Protezione dalle Radiazioni e Fisica Computazionale

INTRODUZIONE

I fertilizzanti minerali, ottenuti a partire dalla lavorazione di materie prime di origine minerale, come per esempio fosforiti e sali di potassio, sono ricompresi tra i NORM (Naturally Occuring Radioactive Materials): le materie prime utilizzate per la componente fosfatica e potassica possono infatti contenere K-40 e radionuclidi delle serie di U-238 in concentrazioni di attività non trascurabili, così come, di conseguenza, anche i materiali solidi e gli effluenti presenti nelle lavorazioni.

I fertilizzanti si suddividono generalmente in semplici e complessi sulla base della presenza di uno o più elementi nutritivi (fosforo, potassio e azoto). A differenza di fosforo e potassio, la componente azotata non è radiologicamente rilevante.

I fertilizzanti fosfatici semplici derivano principalmente dalla fosforite, un minerale ricco di fosfato di calcio con un contenuto di radionuclidi delle serie dell'U-238 variabile, a seconda della provenienza geografica, tra 100 – 3000 Bq/kg e della serie del Th-232 variabile tra 100 e 400 Bq/kg, (IAEA, 2013). A seconda del tipo di lavorazione e di reazioni chimiche a cui viene sottoposta, si possono ottenere prodotti diversi con caratteristiche radiologiche diverse: l'acido fosforico e i suoi derivati (MAP, DAP) sono caratterizzati per esempio dalla presenza dell'uranio e non del radio, che viene incorporato prevalentemente nel residuo noto come fosfogesso; diversamente, il perfosfato (SSP), noto anche come superfosfato, e il superfosfato triplo, mantengono la presenza di tutti i radionuclidi della catena dell'U-238 (ISPRA, 2015).

I fertilizzanti potassici semplici maggiormente utilizzati sono cloruro di potassio (KCl) e solfato di potassio (K₂SO₄), ottenuti a partire dai sali di potassio estratti in natura. Sono radiologicamente rilevanti per la presenza del radioisotopo K-40 con un'abbondanza isotopica pari a 0.01%.

Dalla miscelazione di fertilizzanti fosfatici, potassici e azotati si ottengono i fertilizzanti complessi in cui due o tutti e tre gli elementi nutritivi P, K e N sono presenti in precise proporzioni. In generale, nei fertilizzanti complessi il contenuto di radionuclidi naturali delle materie prime viene diluito.

La produzione e il commercio all'ingrosso di fertilizzanti fosfatici e potassici e del cloruro di potassio, sono lavorazioni soggette alle disposizioni del Titolo IV Capo II del D.Lgs. 101/20 nell'ambito del settore industriale *Lavorazione di minerali fosfatici e potassici*. Inoltre, i fertilizzanti rientrano nelle previsioni di cui all'art. 203 del decreto, in quanto beni di consumo prodotti dalle lavorazioni con NORM del Capo II.

ATTIVITA' CONOSCITIVE E METODOLOGIE APPLICATE ALLE LAVORAZIONI

LAVORAZIONI INDAGATE NELL'AMBITO DEI PROGETTI BRiC DALLE ARPA

Il settore dei fertilizzanti, che annovera 22 aziende di produzione (Trevisi, 2023) ed è sviluppato su tutto il territorio nazionale, è stato incluso nel progetto *INAIL BRiC 2019 ID30*¹ conclusosi nel 2023 (Trevisi, 2022; Trotti, 2024), e nel successivo progetto *INAIL BRiC 2022 ID37*² (NORMA) (Pugliese, 2023), tuttora in corso e in conclusione nel 2025.

Nell'ambito del primo progetto sono state sviluppate metodologie per il campionamento, la caratterizzazione radiologica di materiali ed effluenti, e di valutazione della dose a lavoratori e popolazione; sono stati elaborati dei protocolli tecnico-operativi (Ugolini, 2022; Leonardi, 2024; Ugolini 2024) mirati a:

- dare indicazioni operative per adempiere agli obblighi normativi, nei confronti di esercenti, SPP, HSE, EdR, servizi di dosimetria, ecc.
- Fornire indirizzi specifici per le attività lavorative NORM, basati su sopralluoghi, misure e analisi documentale, secondo tabelle standardizzate.
- Identificare i materiali con nomenclatura coerente con la sezione NORM della banca dati ISIN.

In base alle disposizioni normative (art. 22 e Allegato II del D.Lgs. 101/2020) i protocolli sono stati sviluppati sulla base di una procedura generale strutturata in due fasi (Fase I e Fase II):

- nella Fase I (verifica dell'esenzione della pratica in termini di concentrazione di attività), sono individuati i materiali da sottoporre ad analisi, le tecniche di misura da adottare e i parametri da determinare;
- nella Fase II (verifica dell'esenzione della pratica in termini di dose efficace a lavoratori e popolazione), sono individuati gli scenari di esposizione e indicate le ulteriori misure da condurre rispetto a quelle della Fase I.

Nell'ambito dei due progetti *INAIL BRiC*, per il settore industriale *Lavorazione di minerali fosfatici e potassici*, sono oggetto di indagine da parte delle ARPA con visite in impianti in Lombardia, Toscana e Veneto, le pratiche *Realizzazione di prodotti potassici e Produzione e commercio all'ingrosso di fertilizzanti fosfatici e potassici*. Per quest'ultima è stata investigata la lavorazione con attacco acido delle materie prime senza generazione di residui e il processo produttivo di miscelazione e granulazione delle materie prime senza attacco acido. All'interno delle attività progettuali sono stati elaborati i protocolli per i seguenti settori industriali:

- produzione e commercio all'ingrosso di fertilizzanti fosfatici e potassici (con attacco acido senza generazione di residuo);
- produzione e commercio all'ingrosso di fertilizzanti fosfatici e potassici (granulazione e miscelazione delle materie prime);
- altre lavorazioni (produzione di cemento, industria dello zirconio e dello zirconio, produzione di energia geotermica, produzione del pigmento di biossido di titanio, industrie dotate di impianti per la filtrazione delle acque di falda)

E' in elaborazione il protocollo dedicato alla realizzazione di prodotti potassici a partire da KCl.

MISURA DELLA CONCENTRAZIONE DI ATTIVITÀ DEI RADIONUCLIDI NATURALI NEI FERTILIZZANTI

Misure di concentrazione di attività sono state condotte su materie prime, residui e prodotti finiti provenienti da un'azienda produttrice di fertilizzanti complessi binari contenenti azoto e fosforo (tipo NP) e ternari, contenenti azoto, fosforo e potassio (tipo NPK) e da un'azienda produttrice di solfato di potassio (K_2SO_4), a seguito di sopralluoghi condotti nel corso del 2024.

¹ *BRiC 2019 ID30: protocolli operativi e metodologie di calcolo per l'attuazione della nuova normativa di radioprotezione, recepimento della Direttiva 59/2013/Euratom, in settori industriali NORM di particolare impatto radiologico* (INAIL, Università di Napoli, ISS, ARPAT, ARPAV, Usl Siena)

² *BRiC 2022 ID37 NORMA (Naturally Occurring Radioactive Materials Activities): attività per lo sviluppo di strategie tecnico-scientifiche e socioeconomiche per una efficace implementazione della normativa di radioprotezione* (INAIL, Università di Napoli, ISS, ARPAT, ARPAV, ARPA Lombardia, Politecnico di Milano)

Le misure sulle materia prime hanno interessato campioni di fosforite, fosfato mono-ammonico (MAP), fosfato di-ammonico (DAP), perfosfato (SSP), cloruro di potassio (KCl) di diversa provenienza. Come residuo è stato analizzata la polvere di abbattimento del sistema di granulazione. Le misure sui fertilizzanti sono state condotte su K_2SO_4 , risultante dalla lavorazione del KCl e su 4 fertilizzanti complessi di diversa composizione.

Materiali e metodi

Il campionamento è stato eseguito nei magazzini di stoccaggio degli stabilimenti. I campioni sono stati accuratamente pesati, posti in beaker di alluminio tipo Marinelli da 0.5 litro e piastre tipo Petri, sigillati accuratamente in modo da evitare successive emissioni di radon. Le misure di radioattività sono state condotte dopo circa 30 giorni al fine di permettere il raggiungimento delle condizioni di equilibrio secolare tra il Ra-226 e i suoi prodotti di decadimento a breve vita Pb-214 e Bi-214.

Le misure di concentrazione di attività sono state eseguite mediante spettrometria gamma presso il laboratorio di ARPAV. I campioni di fosforite, MAP, DAP e perfosfato sono stati analizzati anche presso il laboratorio di ARPAT. Il residuo (polvere di abbattimento) è stato caratterizzato e analizzato mediante spettrometria gamma nei laboratori di ARPAV, ARPAT e ARPA Lombardia. Quest'ultima ha eseguito anche un'analisi in spettrometria alfa.

Le misure gamma sono state eseguite da ARPAV e ARPAT con uno spettrometro dotato di un rivelatore al germanio ad alta efficienza (HPGe) con metodo UNI 11665:2023. Per la taratura è stata usata una sorgente multigamma certificata con densità 1 g/cm^3 .

La concentrazione di attività dell'U-238 è stata ricavata dalla misura del Th-234 e del Pa-234m; la concentrazione di attività del Ra-226 è stata valutata come media delle intensità dei picchi dei due radionuclidi Pb-214 a 352 keV e Bi-214 a 609 keV e 1764 keV. Il Pb-210 è stato misurato dalla riga di emissione a 46 keV. La concentrazione di attività del K-40 è stata misurata dal suo unico picco di emissione gamma a 1460 keV.

Correzioni per auto assorbimento sono state eseguite tenendo conto delle variazioni di densità e di composizione chimica rispetto allo standard di riferimento, utilizzando il software di analisi Gespecor versione 4.2 per ARPAV, ANGLE 5 (*ORTEC-Advanced Gamma Spectroscopy Efficiency Calibration Software*) per ARPAT.

Per le misure in spettrometria gamma effettuate da ARPA Lombardia è stata utilizzata una geometria da 100cc, misurata sia su un rivelatore al germanio ad alta efficienza (HPGe), sia su un rivelatore specifico per la rivelazione di gamma a bassa energia (LeGe, 10-200 keV). Le analisi sul rivelatore HPGe hanno permesso di quantificare la concentrazione di attività di Ra-226 e K-40 rispettivamente tramite le righe a 186 keV a 1460 keV.

Le analisi sul rivelatore LeGe hanno permesso di quantificare la concentrazione attività di U-238 dalla misura del Th-234 e la concentrazione di attività di Pb-210 tramite la riga a 46 keV. Le correzioni per autoassorbimento sono state gestite tramite l'applicazione del metodo sperimentale per la misura del coefficiente di attenuazione lineare basato sul lavoro di Cutshall (Cutshall, 1983) e sulle successive declinazioni operative proposte dall'Istituto Nazionale di Metrologia delle Radiazioni Ionizzanti dell'ENEA (De Felice, 2018).

Il Po-210 è stato determinato da ARPA Lombardia tramite spettrometria alfa ad alta risoluzione con rivelatore a semiconduttore al silicio dopo autodeposizione del radionuclide su disco di nichel, utilizzando come tracciante il Po-209.

Risultati sperimentali

In tab. 1 sono mostrati i risultati delle analisi di spettrometria gamma condotte sui campioni di materie prime fosfatiche e potassiche; in tab. 2 sono mostrati i risultati delle analisi di spettrometria gamma e alfa condotte sulle polveri di abbattimento; in tab. 3 sono riportati i risultati delle analisi di spettrometria gamma condotte sui fertilizzanti complessi di tipo NP e NPK e sul solfato di potassio.

I radionuclidi della catena del Th-232 non sono mostrati in quanto radiologicamente non rilevanti.

Tabella 1. Concentrazioni di attività (Bq/kg) nelle materie prime fosfatice e potassiche. L'incertezza è mostrata in parentesi, ed è espressa come incertezza estesa con $k=2$.

Materia prima	U-238		Ra-226		Pb-210		K-40	
	ARPAV	ARPAT	ARPAV	ARPAT	ARPAV	ARPAT	ARPAV	ARPAT
Fosforite	345 (11%)	270 (40%)	295 (11%)	330 (12%)	467 (14%)	370 (12%)	59 (11%)	50 (32%)
Perfosfato	1067 (15%)	900 (28%)	843 (11%)	920 (10%)	1131 (15%)	950 (11%)	97 (18%)	84 (21%)
MAP	29 (14%)	20 (42%)	< 4	< 4	< 15	< 9	50 (11%)	50 (11%)
DAP	2767 (10%)	2600 (40%)	60 (11%)	48 (12%)	260 (19%)	250 (12%)	50 (17%)	45 (11%)
KCl (provenienza 1)	<15		<2		<80		17765 (10%)	
KCl (provenienza 2)	<17		<2		<80		17842 (10%)	

Tabella 2. Concentrazioni di attività (Bq/kg) nel residuo polvere di abbattimento. L'incertezza è mostrata in parentesi, ed è espressa come incertezza estesa con $k=2$.

Radionuclide	ARPAV	ARPAT	ARPA Lombardia	ARPA Lombardia (radiochimica)
U-238	202 (16%)	180 (38%)	187 (16%)	
Ra-226	<20	<20	<48	
Pb-210	24 (13%)	<20	16 (34%)	
Po-210				13 (19%)
K-40	4916 (10%)	4600 (9%)	3890 (12%)	

Tabella 3. Concentrazioni di attività (Bq/kg) nei fertilizzanti complessi di tipo NP e NPK e nel solfato di potassio, condotte da ARPAV. L'incertezza è mostrata in parentesi, ed è espressa come incertezza estesa con $k=2$.

Prodotti	U-238	Ra-226	Pb-210	K-40
Fertilizzante NP 1	1410 (11%)	300 (11%)	373 (15%)	535 (10%)
Fertilizzante NPK 2	370 (11%)	140 (11%)	175 (15%)	3890 (10%)
Fertilizzante NPK 3	253 (12%)	138 (11%)	154 (15%)	4050 (10%)
Fertilizzante NPK 4	757 (10%)	18 (11%)	81 (15%)	4295 (10%)
Solfato di potassio	< 15	< 1	< 80	14435 (10%)

OSSERVAZIONI GENERALI TRATTE DALLE INDAGINE SVOLTE

Sulla base delle indagini svolte emerge che:

- la produzione di fertilizzanti non prevede, nella gran parte dei casi, processi di attacco chimico e, ove ciò si verifici, non si generano comunque residui da allontanare (al contrario di quanto accade nella produzione di acido fosforico).

- Gli effluenti in generale nelle lavorazioni con NORM non sono un problema, a maggior ragione in questo settore dove non si verificano processi termici con arricchimento di Pb-210 e Po-210.
- l'esposizione della popolazione a residui ed effluenti, derivanti dal processo produttivo, è di scarso rilievo, e l'attenzione radio protezionistica va rivolta ai lavoratori.
- Per la popolazione va valutato l'impatto legato all'uso dei prodotti (seconda parte di questo lavoro).
- Il KCl è spesso materia prima di un processo, che può o meno portare a produzione di fertilizzanti, la normativa non include le lavorazioni con solo impiego di KCl: è un elemento che mette in evidenza come l'elenco delle pratiche soggette agli adempimenti di radioprotezione non sia del tutto aderente all'attuale realtà industriale.

VALUTAZIONE MODELLISTICA DELLA DOSE DA USO DEI FERTILIZZANTI IN AGRICOLTURA

La valutazione di dose è stata condotta facendo riferimento allo scenario e ai coefficienti di dose descritti nell'articolo (Venoso, 2024), sviluppati nell'ambito del progetto europeo RadoNorm (<https://www.radonorm.eu/>) per un precedente studio condotto sull'uso in agricoltura di fanghi di depurazione contenenti radionuclidi naturali. Lo scenario di esposizione considerato prevede che lo spargimento di fertilizzante avvenga annualmente per 50 anni consecutivi e che l'agricoltore, residente nell'area di spargimento, sia esposto alla contaminazione per irradiazione esterna dal terreno trattato, inalazione di particolato risospeso, ingestione di cibo locale (carne e latte per il 100% di origine locale, ortaggi per il 50% di origine locale).

In tab. 4 sono mostrati i coefficienti di dose per unità di concentrazione di attività e densità di spargimento, ricavati a partire da quelli presenti nella pubblicazione (Venoso, 2024).

Tabella 4. Coefficienti di dose per unità di concentrazione di attività e di densità di spargimento, espressi in $(\mu\text{Sv}/\text{y})/[(\text{kBq}/\text{kg}) \cdot (\text{kg}/\text{m}^2)]$ (riadattati da Venoso, 2024)

Unat	Th-230	Ra-226+	Pb-210+	Po-210	K-40
5.8	14	460	92	0.84	2.6

Per sviluppare la stima della dose efficace annua all'individuo della popolazione i dati di input necessari, per ciascuna tipologia di fertilizzante, sono la concentrazione di attività dei radionuclidi naturali e la densità di spargimento del concime (ossia il quantitativo annuo distribuito nel terreno agricolo trattato).

Lo stesso scenario espositivo è stato studiato in due diversi casi (CASO 1 e CASO 2) con finalità differenti, utilizzando valori diversi per le densità di spargimento e per le concentrazioni di attività dei radionuclidi naturali nei fertilizzanti. Di seguito sono descritti nel dettaglio i dati di input dei singoli casi e i risultati ottenuti.

CASO 1 - Valutazione della dose efficace media nazionale all'individuo della popolazione

Nel CASO 1 è stata valutata la dose efficace media nazionale all'individuo della popolazione. I parametri sono stati pertanto scelti in modo tale da poter essere rappresentativi di una situazione media a livello nazionale.

Vista la variabilità (IAEA, 2013) del contenuto di radionuclidi naturali nei fertilizzanti derivante dalla materia prima di produzione, sono state valutate delle concentrazioni di attività medie per tre tipologie di concimi (fosfatico semplice, potassico semplice e complesso di tipo NP e NPK), ottenute da dati di letteratura (Ugolini, 2020), integrati con le misure descritte in questo articolo (tabb. 1 e 3). I dati sono riportati nella tab. 5.

Tabella 5. Concentrazioni di attività (Bq/kg) nei fertilizzanti semplici fosfatici e potassici e nei fertilizzanti complessi considerati nella valutazione della dose (CASO 1).

Tipo di fertilizzante	U-238	Ra-226	Pb-210	K-40
Fosfatico semplice	749	442	482	61
Potassico semplice				15568
Complesso (NP, NPK)	449	108	162	3027

La densità di spargimento dei fertilizzanti è stata determinata come indicato nella precedente analisi (Ugolini, 2020) a partire dalle quantità di fertilizzanti utilizzati annualmente e dall'estensione della superficie agricola utilizzata (SAU). La fonte dei dati è il censimento Agricoltura di ISTAT del 2020 (ISTAT, 2020). In tab. 6 sono mostrati i quantitativi di fertilizzanti e le densità di spargimento. E' stata considerata una SAU pari a 8.841.388 ha (nel conteggio sono stati esclusi prati permanenti e pascoli).

Tabella 6. Quantitativi annui di fertilizzanti utilizzati in Italia e densità di spargimento su SAU nazionale pari a 8.841.388 ha (fonte ISTAT – censimento agricoltura 2020).

	Fosfatico semplice	Potassico semplice	complesso (NP, NPK)
Quantità utilizzata (t/anno)	92253	8840	698829
Densità di spargimento (kg/m ²)	0.001	0.001	0.008

In tab. 7 sono mostrate le dosi efficaci medie nazionali all'individuo della popolazione a seguito di spargimento continuo per 50 anni, espresse in $\mu\text{Sv}/\text{anno}$. Nell'ipotesi cautelativa che tutte le tipologie di fertilizzante vengano distribuite sulla stesso appezzamento di terreno, la dose complessiva è la somma di quelle derivanti dalle singole tipologie. Si può osservare come i fertilizzanti complessi producano il contributo maggiore.

Tabella 7. Dose efficace media nazionale all'individuo della popolazione a seguito di spargimento continuo per 50 anni (CASO 1).

Tipo fertilizzante	Dose efficace individuale ($\mu\text{Sv}/\text{anno}$)
Fosfatico semplice	0.29
Potassico semplice	0.04
Complesso (NP, NPK)	0.68
Totale	1.01

Il contributo prevalente alla dose, per singolo fertilizzante, è conferito dal segmento del Ra-226+ in conseguenza del più alto valore per il coefficiente di dose (tab. 4) e della presenza non trascurabile nel fosfatico semplice e nel fertilizzante complesso (tab. 5).

Si tratta di una valutazione media eseguita considerando che il singolo fertilizzante sia ugualmente impiegato su tutta la SAU: va pertanto tenuto in considerazione che per alcune aree e tipologie di fertilizzante le stime possono essere più elevate, e un esempio di ciò è descritto nel CASO 2, oppure più modeste, fino a valori nulli, in corrispondenza di aree non trattate.

CASO 2 - Valutazione della dose efficace all'individuo della popolazione per uso di alcuni fertilizzanti (fosfatico e potassico semplice) in colture selezionate

Nel CASO 2 è stata valutata la dose efficace annua all'individuo della popolazione per uso di alcuni fertilizzanti (perfosfato e potassico semplice) in colture selezionate. Si tratta di una valutazione rappresentativa, seppur con alcune semplificazioni importanti, della regolare pratica agricola. I parametri, pertanto, sono stati opportunamente scelti sulla base di indicazioni agronomiche regionali e sulle caratteristiche tecniche dei fertilizzanti.

Nello studio sono stati considerati i due fertilizzanti semplici 'perfosfato' e 'solfato di potassio'. Le concentrazioni di attività sono riportate in tab. 8. Per il perfosfato, per tener conto della variabilità delle materie prime di provenienza, è stata considerata una concentrazione ottenuta come media delle misure del presente studio e di analisi passate di ARPAV condotte su questa tipologia di fertilizzante (Ugolini, 2020). Per il solfato di potassio, invece, le concentrazioni di attività non variano in maniera significativa al variare della materia prima, pertanto il valore utilizzato corrisponde a quello di tab. 3.

Tabella 8 . Concentrazioni di attività (Bq/kg) nei fertilizzanti 'perfosfato' e 'solfato di potassio' utilizzate nella valutazione della dose (CASO 2).

Tipo di fertilizzante	U-238	Ra-226	Pb-210	K-40
Perfosfato	497	472	525	51
Solfato di potassio				14435

Nel CASO 2 sono stati analizzati più nel dettaglio i quantitativi di fertilizzanti consigliati nei Disciplinari agronomici per alcune tipologie di colture significative nell'agricoltura italiana, ossia olivo da olio, vite da vino e patata.

Al fine di valutare eventuali differenze legate alle aree geografiche, sono stati utilizzati i Disciplinari Agronomici di Sicilia, Toscana e Veneto (Regione Siciliana 2020; Regione Toscana, 2023; Regione del Veneto 2022). I Disciplinari sono sviluppati in ambito regionale sulla base di linee guida nazionali predisposte dal Ministero dell'Agricoltura.

Per ogni coltura, all'interno dei Disciplinari, sono predisposte delle schede di concimazione standard in riferimento alla produzione (media, alta), all'elemento nutritivo e alla tipologia di terreno. Nel presente studio sono stati utilizzati i quantitativi massimi indicati sia per il fosforo che per il potassio; in questa prima fase non è stato considerato l'azoto, sebbene sia risaputo che nella pratica agricola i tre elementi nutritivi N, P e K devono essere distribuiti nelle corrette proporzioni. E' stata considerata, infatti, per una prima analisi, una situazione semplificata in cui siano impiegati solo fertilizzanti semplici di tipo fosfatico e potassico. Nella realtà agricola vengono ampiamente utilizzati i fertilizzanti complessi di tipo NP e NPK, come evidenziato anche dai consumi rilevati da ISTAT (tab. 6), e i fertilizzanti semplici vengono impiegati per aggiustare il quantitativo del singolo elemento nutritivo.

In tab. 9 sono indicati i quantitativi di fosforo e potassio suggeriti nei Disciplinari agronomici delle tre Regioni per le tre colture scelte.

Tabella 9. Quantitativi di fosforo e potassio (kg/ha) da distribuire nel terreno per le coltivazioni di olivo, vite da vino e patata (fonte: Disciplinari agronomici di Veneto, Toscana e Sicilia).

Quantità di elementi nutritivi (kg/ha)	Olivo	Vite da vino	Patata
P ₂ O ₅	50	80	110
K ₂ O	120	120	270 (Veneto 200)

Come si vede in tab. 9 l'elemento nutritivo viene indicato, per convenzione, come P₂O₅ per il fosforo e come K₂O per il potassio. Nelle schede tecniche dei fertilizzanti la quantità di elemento nutritivo presente è indicata tramite il titolo, espresso per convenzione come % di P₂O₅ per il fosforo e % di K₂O per il potassio. Attraverso il titolo è possibile correlare le quantità indicate nei Disciplinari agronomici ai quantitativi di fertilizzanti espressi in kg/ha.

Ogni fertilizzante è caratterizzato da uno specifico titolo, che dipende dalle materie prime impiegate e dal processo produttivo cui queste sono state sottoposte.

In questo studio sono stati considerati i due fertilizzanti semplici 'perfosfato' e 'solfato di potassio', i cui titoli medi sono rispettivamente pari a 18.5% di P_2O_5 e 52% di K_2O (fonte: schede tecniche dei fertilizzanti).

In base alle indicazioni dei Disciplinari agronomici e dei titoli medi, sono state determinate le densità di spargimento dei due fertilizzanti analizzati per le tre tipologie di colture (tab. 10).

Tabella 10. Densità di spargimento (kg/m^2) dei fertilizzanti perfosfato e solfato di potassio sulla base dei Disciplinari agronomici e dei titoli medi, per le coltivazioni di olivo, vite da vino e patata.

Densità di spargimento (kg/m^2) per tipo di fertilizzante	Olivo	Vite da vino	Patata
Perfosfato	0.03	0.04	0.06
Solfato di potassio	0.02	0.02	0.05 (Veneto: 0.04)

In tab. 11 sono mostrate le dosi efficaci all'individuo della popolazione a seguito di spargimento continuo per 50 anni, espresse in $\mu Sv/anno$, per le tre coltivazioni olivo, vite e patata.

Tabella 11. Dose efficace media nazionale all'individuo della popolazione a seguito di spargimento continuo per 50 anni (CASO 2) per le coltivazioni di olivo, vite da vino e patata.

Tipo fertilizzante	Dose efficace individuale ($\mu Sv/anno$)		
	Olivo	Vite da vino	Patata
Perfosfato	7	12	16
Solfato di potassio	1	1	2

Il contributo prevalente alla dose è conferito dal perfosfato per via della maggior presenza di radionuclidi naturali significativi (tab. 8).

Tra tutti i segmenti di catena dell'U-238, il più rilevante è quello del Ra-226+ in conseguenza del più alto valore per il coefficiente di dose (tab. 4) e della presenza non trascurabile nel perfosfato (tabb.1 e 8).

In generale, nella pratica agricola vengono usati prevalentemente fertilizzanti complessi di tipo NPK corretti con quelli semplici. Da informazioni preliminari questo tipo di scenario comporterebbe una riduzione della dose stimata e riportata in tab. 11.

Occorre inoltre tenere in considerazione che difficilmente un agricoltore tratta unicamente alcune colture orticole nell'anno (es. patata).

CONCLUSIONI

Il settore della produzione e commercio dei fertilizzanti in Italia è stato analizzato approfonditamente, segnatamente nei progetti *INAIL BRiC*:

- sono stati messi a punto specifici protocolli tecnico – operativi (di prossima pubblicazione sul *PAF* – Portale Agenti Fisici, sito sviluppato nell'ambito del *BRiC*);
- si sono effettuate analisi in doppio su medesimi campioni tra le ARPA partecipanti al progetto NORMA con esiti soddisfacenti;
- sono stati individuati alcuni aspetti salienti sotto il profilo radiologico per lavoratori e popolazione (cfr. par. *Osservazioni generali tratte dalle indagini svolte*);
- varia attività di formazione/diffusione delle informazioni è stata svolta (2023) ed è in corso nei confronti dei soggetti interessati (EdR, aziende, servizi di dosimetria, ecc.);

E' stata sviluppata la stima di dose efficace per l'individuo della popolazione da uso di fertilizzanti e i risultati di maggiore rilevanza sono di seguito elencati:

- il valore medio nazionale e da casi di studio per taluni colture/fertilizzanti è modesto, anche alla luce dell'assunzione conservativa dello spargimento continuo per 50 anni;
- è emersa l'opportunità di approfondire studi che considerino la pratica effettiva di distribuzione del fertilizzante (uso del concime complesso di tipo NPK integrato dal semplice) e che estendano la valutazione ad ulteriori tipologie di colture maggiormente diffuse (frumento, ...) o con più elevata densità di spargimento;
- la stima della dose è rilevante ai fini dell'applicazione dell'art. 203 del D. Lgs. 101/20, in relazione al vincolo del livello di riferimento 0.3 mSv/anno per l'adozione di restrizioni al commercio.

Bibliografia

Cutshall et al., *Direct analysis of ²¹⁰Pb in sediment samples: Self-absorption corrections*, 1983, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research, Volume 206, Issues 1–2.

De Felice et al., *Trasferimento dell'efficienza: presupposto delle correzioni per somma in coincidenza e autoassorbimento*, 2018, Workshop "Spettrometria gamma ad alta risoluzione", Milano.

Decreto legislativo 31 luglio 2020 n.101. *Attuazione della direttiva 2013/59/Euratom, che stabilisce norme fondamentali di sicurezza relative alla protezione contro i pericoli derivanti dall'esposizione alle radiazioni ionizzanti, e che abroga le direttive 89/618/Euratom, 90/641/Euratom, 96/29/Euratom, 97/43/Euratom e 2003/122/Euratom e riordino della normativa di settore in attuazione dell'articolo 20, comma 1, lettera a), della legge 4 ottobre 2019, n. 117.*

IAEA, *Radiation protection and management of NORM residues in the phosphate industry*, 2013, Safety Reports Series No.78.

ISPRA. Task 03.02.01 *Valutazione di impatti radiologici da NORM*, 2015.

ISTAT censimento agricoltura 2020, <https://esploradati.istat.it/databrowser/#/it/censimentoagricoltura>

Leonardi F. et al., *Review of NORM occurrence and application of a tailored graded approach for the radiation protection in geothermal plants*, 2024, The European Physical Journal Plus, 139:195.

Pugliese M. et al., *NORMA: un progetto per la protezione dei lavoratori coinvolti nell'uso/recupero dei residui NORM*, 2023, Convegno Nazionale AIRP di Radioprotezione, Cagliari.

RadoNorm, *Towards effective radiation protection based on improved scientific evidence and social considerations – focus on Radon and NORM*, <https://www.radonorm.eu/>

Regione Siciliana, *Disciplinare regionale Produzione Integrata 2020*, D.D.G. n. 1587 del 27 maggio 2020.

Regione Toscana, *Schede Tecniche per le produzioni agricole ottenute con il metodo della produzione integrata*, 2023, Decreto della Direzione agricoltura e sviluppo rurale n. 20285 del 21 settembre 2023.

Regione del Veneto, *Disciplinare di Produzione Integrata: Tecniche agronomiche, Anno 2022*, Decreto Direttore U.O. Fitosanitario n. 4 del 16 febbraio 2022.

Trevisi R. et al., *La radioprotezione applicata alle industrie NORM: sviluppo di un sistema di strumenti metodologici, conoscitivi e formativi a sostegno degli stakeholders. Stato dell'arte del progetto di INAIL*, 2022, XXXVIII Congresso Nazionale AIRP di Radioprotezione, Milano.

Trevisi R. et al., *Radiological protection in industries involving NORM: a (graded) methodological approach to characterize the exposure situations*, 2023, Atmosphere, 14, 635.

Trotti F. et al., *A graded approach to characterize the exposure critical scenarios in industries involving NORM*, 2024, 3rd ENA workshop, Roma.



Convegno Nazionale Airp
Lucca, 25 - 27 settembre 2024

Ugolini R. et al., *Use of fertilizers in agriculture: individual effective dose estimate*, 2020, *Environments*, 7, 7.

Ugolini R. et al., *Sviluppo di protocolli di campionamento e di valutazione della dose per settori industriali con presenza di NORM*, 2022, XXXVIII Congresso Nazionale AIRP di Radioprotezione. Milano.

Ugolini et al., *Zircon and Zirconia Industry: radiological characterization of the refractory production in Italy*, 2024, poster session, 3rd ENA workshop, Roma.

Venoso G. et al., *Development of a methodology for assessing radiological dose due to use of NORM sludge as fertilizer*, 2024, *Science of the total Environment*, 912, 168934.

Valutazione per residui TENORM smaltiti in discarica

Simona Manenti ¹, Irene Carne ¹, Santi Spartà ², Paolo Cerri ¹

¹ Eni SpA - HSEQ - San Donato Milanese

² Radiation and Robotic - Acireale (CT)

irene.carne@eni.com

INTRODUZIONE

L'entrata in vigore del D.Lgs. 101/2020 e s.m.i.⁽¹⁾ ha introdotto la definizione di residuo come "materia di scarto, in forma solida o liquida, di produzioni industriali che impiegano materiali contenenti radionuclidi di origine naturale, dalla quale deriva un'esposizione dei lavoratori o del pubblico non trascurabile dal punto di vista della radioprotezione" e le indicazioni per la gestione di tali materiali nell'ambito delle attività di allontanamento. Questi residui possono derivare da diverse attività industriali, come l'estrazione di petrolio e gas, gli impianti per la filtrazione delle acque di falda e la lavorazione dei minerali fosfatici e potassici. Lo studio che proponiamo ha l'intento di esporre in modo sintetico i risultati dell'applicazione di una metodica di gestione del rischio radiologico associato al conferimento di residui TENORM ad una discarica, al fine di garantire la sicurezza dei lavoratori, della popolazione e dell'ambiente.

CARATTERIZZAZIONE DEI RESIDUI TENORM e VALUTAZIONE DEL RISCHIO

La concentrazione di attività dei radioisotopi delle catene naturali di ²³⁸U e ²³²Th nei residui può variare a seconda della fonte e del processo industriale coinvolto; inoltre, è essenziale valutare le proprietà chimico-fisiche di questi materiali prima di procedere con lo smaltimento. In particolare, i residui con concentrazioni di attività superiori al 50% dei livelli di esenzione di cui alla tabella II dell'Allegato 2 sezione 2 del D.Lgs. 101/2020 e s.m.i. possono essere conferiti ad una discarica autorizzata ai sensi del D.Lgs. 152/2006 ⁽²⁾, a condizione che la dose efficace all'individuo rappresentativo non ecceda il valore di 0,3 mSv/anno. Inoltre, nel caso di smaltimento nell'ambiente di residui ed effluenti che impattano potenzialmente su fonti di acqua potabile, la popolazione non sia suscettibile di ricevere dosi superiori a 0,1 mSv/anno.

Per quanto sopra esposto, per l'allontanamento in discarica di residui con concentrazioni di attività superiori al 50% dei livelli di esenzione, potrebbe essere necessario valutare un potenziale impatto su fonti di acqua potabile. Per assicurare l'accettabilità dei residui in discarica dovranno perciò essere effettuati test di cessione per valutare i rilasci indesiderati nel percolato sia di vari inquinanti (es. metalli pesanti) sia di radionuclidi (ad esempio ²³⁸U che si mobilita in ambienti acidi). Successivamente, qualora fosse necessario ridurre la presenza di inquinanti nell'eluato, le matrici dovranno essere sottoposte a trattamenti specifici prima del conferimento in discarica.

La valutazione del rischio associato ai residui TENORM smaltiti in discarica comprende dunque diversi passaggi chiave:

1. **Caratterizzazione dei Residui:** Analisi dettagliata della composizione chimico-fisica e radioattiva dei residui.
2. **Trattamento dei residui:** qualora fosse necessario, per assicurare l'accettabilità dei residui in discarica, trattamenti chimici di stabilizzazione, inertizzazione e solidificazione per immobilizzare i contaminanti e ridurre la loro mobilità.
3. **Valutazione dell'esposizione:** stima delle potenziali vie di esposizione per gli esseri umani e l'ambiente.
4. **Modellazione del trasporto:** simulazione del movimento dei contaminanti attraverso il corpo discarica, il sottosuolo e le acque sotterranee.

5. **Valutazione di dose:** verifica del rispetto dei livelli di esenzione per l'individui rappresentativo, in funzione della filiera di gestione del residuo.

CASO ITER AUTORIZZATIVO AI SENSI DELL'ART. 26 DEL D.Lgs. 101/2020

Nel contesto normativo del D.Lgs. 101/2020, prima dell'entrata in vigore del D.Lgs. 203/2022⁽³⁾, è stato necessario procedere alla richiesta di autorizzazione per una discarica di scopo ai sensi dell'art.26 e D.Lgs. 101/2020 che potesse ospitare matrici con valori di concentrazione di radionuclidi naturali superiore al 50%, ovvero classificati come non esenti ai sensi dell'Allegato VI del D.Lgs. 101/2020 (ante D.Lgs. 203/2022), derivanti da attività di decommissioning di un vecchio impianto di produzione di acido fosforico.

Per verificare il non superamento dei livelli di esenzione in termini di dose, è stato utilizzato il codice di calcolo RESRAD-ONSITE v.7.2⁽⁴⁾ (Argonne National Laboratory) sviluppato per la valutazione di dose di un individuo posto su un terreno contaminato da materiale radioattivo. Il modello è stato progettato seguendo le indicazioni prestazionali previste per le discariche di Rifiuti Speciali Pericolosi ai sensi del D. Lgs. 121/2020⁽⁵⁾, così come riportato in Allegato VI del D.Lgs. 101/2020.

L'analisi di casi pratici ci ha permesso di rilevare che, per poter utilizzare in modo efficace tale codice, è necessario adottare un approccio multidisciplinare che veda coinvolte diverse figure professionali, in modo tale da assegnare ai diversi parametri utilizzati dal software valori sito specifici necessari per assicurare una corretta valutazione ai sensi del D.Lgs.101/2020 e s.m.i.. Inoltre, è importante individuare correttamente la scala temporale nella quale collocare la valutazione in modo tale da identificare in modo esaustivo l'andamento dei fenomeni di contaminazione per i diversi scenari.

In particolare, la dose massima dovuta al contributo dei diversi radionuclidi è di $5 \cdot 10^{-11}$ mSv/anno e si manifesta a 500 anni a causa dell'erosione dello strato di copertura (erosion rate = 1 mm/anno). La dose efficace derivante da ingestione di acqua e di alimenti risulta essere inferiore a 10 microSv/anno, nello scenario di post operam oltre i 1500 anni, nel quale la geomembrana in HDPE non risulta presente in copertura e sul fondo (erosion rate = 0 mm/anno).

L'iter autorizzativo per la discarica di scopo ai sensi dell'art. 26 del D.Lgs.101/2020 si è concluso positivamente ed è stata avviata la coltivazione della discarica.

CONCLUSIONI

I risultati dello studio di modellizzazione e la classificazione di residuo esente ai sensi dell'Allegato VI del D.Lgs. 101/2020 così come modificato dal D.Lgs. 203/2022, con particolare riferimento al conferimento in discarica per i residui con concentrazioni di attività superiori al 50 % dei livelli di esenzione di cui alla tabella II dell'Allegato 2 sezione 2, nel rispetto dei livelli di esenzione in termini dose all'individuo rappresentativo pari a 0,3 mSv/anno, apre scenari di confronto in merito all'applicabilità dell'art. 26 del D.Lgs. 101/2020 e s.m.i.

Resta inteso che una corretta gestione dei residui TENORM è essenziale, per garantire dal punto di vista radiologico, la protezione della popolazione e dell'ambiente. Una valutazione accurata del rischio e l'adozione di processi di allontanamento appropriati sono fondamentali per garantire che questi materiali siano gestiti in modo corretto. La collaborazione tra enti regolatori, industrie e comunità è cruciale per affrontare le sfide associate alla gestione dei residui TENORM e promuovere pratiche di smaltimento sostenibili.

Bibliografia

- [1] *D.Lgs. 31 luglio 2020, n. 101* Attuazione della direttiva 2013/59/Euratom, che stabilisce norme fondamentali di sicurezza relative alla protezione contro i pericoli derivanti dall'esposizione alle radiazioni ionizzanti, e che abroga le direttive 89/618/Euratom, 90/641/Euratom, 96/29/Euratom, 97/43/Euratom e 2003/122/Euratom e riordina della normativa di settore in attuazione dell'articolo 20, comma 1, lettera a), della legge 4 ottobre 2019, n. 117.
- [2] *D.Lgs. 3 aprile 2006, n. 152* Norme in materia ambientale. (GU Serie Generale n.88 del 14-04-2006 - Suppl. Ordinario n. 96).
- [3] *D.Lgs. 25 novembre 2022, n. 203* Disposizioni integrative e correttive al decreto legislativo 31 luglio 2020, n. 101, di attuazione della direttiva 2013/59/Euratom, che stabilisce norme fondamentali di sicurezza relative alla protezione contro i pericoli derivanti dall'esposizione alle radiazioni ionizzanti, e che abroga le direttive 89/618/Euratom, 90/641/Euratom, 96/29/Euratom, 97/43/Euratom e 2003/122/Euratom e riordina della normativa di settore in attuazione dell'articolo 20, comma 1, lettera a), della legge 4 ottobre 2019, n. 117.
- [4] *RESRAD-ONSITE 7.2 User's Guide* (ANL/EVS/TM-18/1, April 2018)
- [5] *D.Lgs. 3 settembre 2020, n. 121* Attuazione della direttiva (UE) 2018/850, che modifica la direttiva 1999/31/CE relativa alle discariche di rifiuti.

Misure di radon indoor in Campania

Addonizio P.¹, Buccheri G.¹, Di Guida F.¹

¹ INAIL - Unità Operativa Territoriale di Certificazione, Verifica e Ricerca di Napoli - Via Nuova Poggioreale (angolo S. Lazzaro) - Complesso INAIL, Edificio 11 - 80143 Napoli

g.buccheri@inail.it

Riassunto

Nel presente lavoro vengono confrontate le concentrazioni di radon indoor in edifici di due aree della Campania con diverse caratteristiche geologiche: Napoli, dove il substrato è formato da rocce vulcaniche alcaline e dove molti edifici sono costruiti in tufo; Montesano sulla Marcellana (SA), dove il substrato è formato da rocce permeabili calcaree e dolomitiche, con un bacino idrogeologico molto ricco e dove gli edifici sono costruiti in cemento o persino scavati nelle rocce.

Questa attività di ricerca e monitoraggio è stata condotta dall'Unità Operativa Territoriale Certificazione Verifica Ricerca dell'INAIL di Napoli tramite un radonometro Alphaguard PQ 2000 PRO, un dispositivo che permette la determinazione in continuo della concentrazione di radon e dei parametri atmosferici (temperatura, umidità relativa, pressione atmosferica). Le misure hanno avuto la durata di una settimana, e hanno riguardato locali sotterranei e al piano terra, dove ci si aspettano maggiori concentrazioni di radon. L'obiettivo è gestire il rischio da radon negli edifici indagati.

I risultati finora ottenuti mostrano che la concentrazione di radon indoor dipende sia dalla geologia del territorio in cui sono ubicati gli edifici sia dai loro materiali da costruzione. Il monitoraggio in continuo permette anche di discriminare come varia la concentrazione di radon fra giorno e notte, e durante gli orari di apertura/chiusura dei locali. I dati finora ottenuti mostrano che a Napoli le concentrazioni di radon indoor sono più alte che a Montesano sulla Marcellana.

L'attività dell'INAIL è orientata alla valutazione e alla gestione dei rischi per la salute sui luoghi di lavoro, incluso il rischio da esposizione a radon indoor, nel rispetto della normativa vigente. Partendo dai risultati di questa indagine, l'INAIL ha anche il compito di informare datori di lavoro e lavoratori sul rischio da esposizione a radon nei locali da loro frequentati e su possibili soluzioni da adottare per ridurre tale rischio.

INTRODUZIONE

Fra le fonti naturali di radiazioni ionizzanti legate alla qualità dell'aria indoor, il radon è la principale, e il suo maggiore effetto sulla salute è l'aumento del rischio di cancro ai polmoni. La Direttiva Europea 2013/59/EURATOM sull'esposizione umana alle radiazioni naturali (recepita in Italia con il Decreto Legislativo 101/2020) ha incoraggiato i piani d'azione nazionali al fine di misurare la concentrazione media annua di radon in un numero significativo di edifici, modificando i limiti nazionali e proponendo azioni di bonifica.

È ormai noto che la concentrazione di radon indoor è influenzata sia dalla geologia del territorio dei locali indagati sia dai materiali da costruzione utilizzati. Il radon penetra negli edifici risalendo dal suolo per via dell'effetto camino, attraverso le fessure e le giunture che possono trovarsi sulle pareti degli edifici o sui pavimenti, attraverso le stesse tubazioni. Anche i parametri climatici esterni (temperatura esterna, velocità del vento, ecc.) influenzano la risalita di radon dal suolo. Per tutte queste ragioni, la presenza di radon in un determinato locale può variare fortemente nell'ambito della stessa giornata (tra giorno e notte) nonché da stagione a stagione (Trevisi et al., 2013).

Da quanto esposto, si evince come i locali sotterranei o al piano terra siano molto interessati da questo fenomeno. Va anche precisato che parte del gas può derivare dai materiali da costruzione, che solitamente rivestono un ruolo secondario rispetto al suolo. Nell'area urbana di Napoli, però, molti edifici sono costruiti in tufo, quindi i materiali da costruzione possono rappresentare la fonte principale di radon, soprattutto ai piani alti di un edificio (Trevisi et al., 2013) (Tuccimei et al., 2009). Va inoltre ricordato che, nonostante il radon sia moderatamente solubile in acqua, anche l'acqua domestica potrebbe rappresentare una fonte di radon, anche se di minore rilievo poiché l'acqua fornita dalla rete pubblica, durante i trattamenti di potabilizzazione e durante il trasporto, subisce un rimescolamento tale da favorire l'allontanamento del radon dall'acqua stessa (Trevisi et al., 2013).

MATERIALI E METODI

Nell'ambito dell'attività di tutela della salute e della sicurezza dei lavoratori, l'INAIL UOT CVR Napoli sta proseguendo nell'attività di ricerca e monitoraggio dei livelli di concentrazione di radon indoor con finalità di screening in due aree della Campania: Napoli e Montesano sulla Marcellana (Provincia di Salerno).

L'area urbana di Napoli, oltre che da un substrato di vulcaniti alcaline, è caratterizzato dalla presenza di edifici costruiti in tufo, che spesso ospitano attività commerciali anche nei locali sotterranei. Le misure hanno finora riguardato edifici situati in diversi quartieri (sia al centro che in periferia, anche per consentire un confronto tra le diverse aree): Chiaiano, Capodimonte, Centro Storico, Quartieri Spagnoli, Riviera di Chiaia, Ponti Rossi.

Nell'area di Montesano sulla Marcellana, oltre al carsismo che interessa i rilievi carbonatici del Vallo di Diano, si rileva l'usanza locale di costruire case a contatto con le rocce.

Le misure di screening effettuate nell'ambito del presente studio riguardano locali situati in spazi sotterranei o ai piani terreni, privilegiando gli edifici più a rischio (ovvero con presenza di crepe e fessurazioni, con scarso ricambio d'aria e senza sistemi di ventilazione efficaci), dove sono presumibili maggiori concentrazioni di radon indoor.

Lo strumento utilizzato per questa campagna di misurazione è il radonometro attivo Alphaguard PQ2000 Pro, un dispositivo portatile e compatto per la determinazione continua (in atmosfera, suolo, acqua) della concentrazione di gas radon e di prodotti e parametri correlati: temperatura, umidità relativa e pressione atmosferica. I rivelatori attivi vengono spesso usati per misure di screening giacché permettono anche di verificare l'efficacia di una eventuale misura di mitigazione in itinere. Inoltre, permettono di ottenere delle medie su misure elaborate ogni tot minuti.

La durata di ogni misura è stata stabilita in una settimana (e comprende anche il sabato e la domenica), essendo orientata a rilevare le differenze tra i valori misurati durante il giorno (quando i negozi sono aperti) e quelli misurati durante la notte/fine settimana (quando i negozi sono chiusi).

Il dispositivo Alphaguard PQ2000 Pro (BERTIN) è dotato di un contatore formato da una camera di ionizzazione, associata a uno spettrometro 3D alfa e a un analizzatore DSP (Digital Signal Processing), al fine di riconoscere la specifica forma degli impulsi dovuti al radon. La presenza di uno spettrometro alfa e di un analizzatore DSP rende questo dispositivo non sensibile ai raggi X, gamma, cosmici, nonché ai gas trizio e nobili (come ^{133}Xe). Per gli stessi motivi, questo dispositivo non è disturbato da vibrazioni e urti, da campi magnetici e da umidità relativa nell'intero intervallo da 0 a 100%. Questo dispositivo ha una sensibilità di 1 cpm a 20 Bq/m³ e un background di contaminazione del rivelatore < 1 Bq/m³. Il range di misura di Alphaguard PQ2000 Pro varia da 2 a 2.000.000 Bq/m³ e può funzionare per "diffusione" gassosa naturale o "per flusso", con una pompa a portata variabile e calibrata.

Per le misure indoor, il dispositivo viene attivato in modalità "diffusione", ovvero, il radon entra nella camera di ionizzazione per diffusione naturale attraverso un filtro in fibra di vetro con ampia superficie che consente l'ingresso del solo radon. La modalità "diffusione" è stata designata per il normale monitoraggio del radon, sia outdoor che indoor, perché consente una sorveglianza a lungo termine con un consumo minimo di energia. Ad ogni ciclo di misurazione, viene analizzato lo spettro alfa per verificare il corretto funzionamento del rivelatore e dell'elettronica.

Quando la connessione alle prese elettriche non è possibile, può essere utilizzata una batteria ricaricabile (autonomia: 10 giorni). Durante una misurazione indoor, sul display LCD sono indicati i valori di concentrazione di radon (Bq/m³), l'errore statistico, la temperatura, l'umidità relativa e la pressione dell'aria.

Per l'elaborazione grafica di routine, la valutazione, l'archiviazione e la presentazione dei dati misurati, al dispositivo Alphaguard PQ2000 Pro è associato un pacchetto software PC compatibile con WINDOWS, con database integrato (DataExpert).

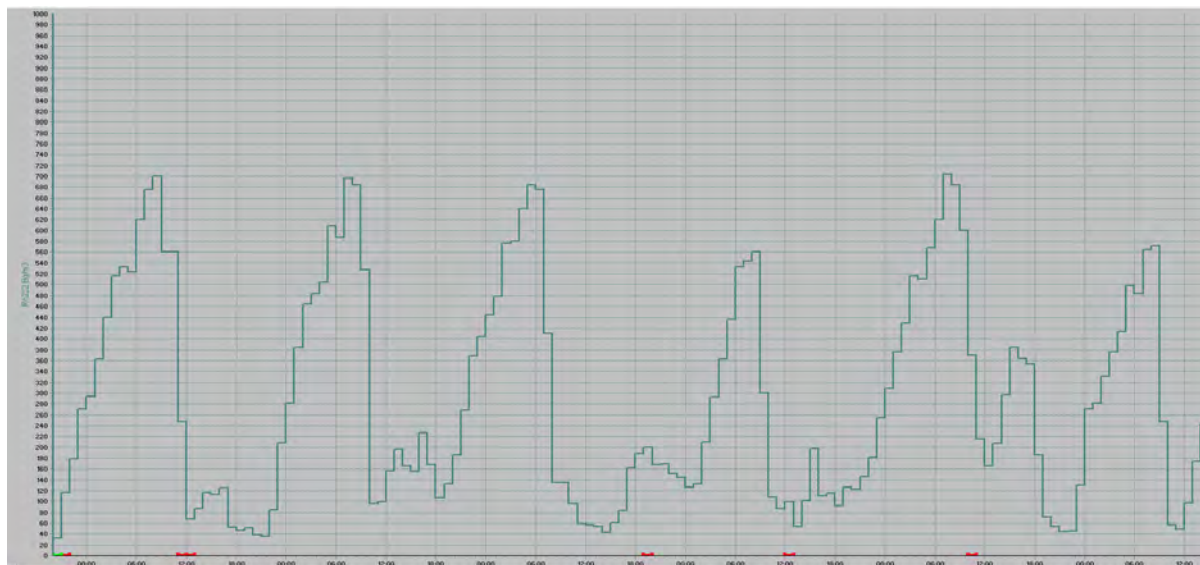
RISULTATI E DISCUSSIONE

La campagna di misurazione dell'INAIL UOT CVR Napoli, riguardante i territori di Napoli e Montesano sulla Marcellana (Provincia di Salerno), ha mostrato alcuni interessanti risultati, che evidenziano altresì come i valori di concentrazione massima di radon corrispondano generalmente alle prime ore del mattino, probabilmente per via dell'effetto camino (fig. 1). Dopo un picco massimo giornaliero, i valori di concentrazione misurati tendono generalmente a diminuire fino alle prime ore del pomeriggio. I picchi più alti della settimana corrispondono alle prime ore del mattino. La bassa temperatura notturna favorisce infatti un maggiore accumulo di radon e ne ostacola la dispersione. I picchi massimi più bassi, che si frappongono fra i picchi più alti, corrispondono invece agli orari di chiusura pomeridiana.

I risultati ottenuti mostrano un'attesa prevalenza di radon negli edifici dell'area urbana di Napoli in confronto a quelli indagati a Montesano sulla Marcellana.

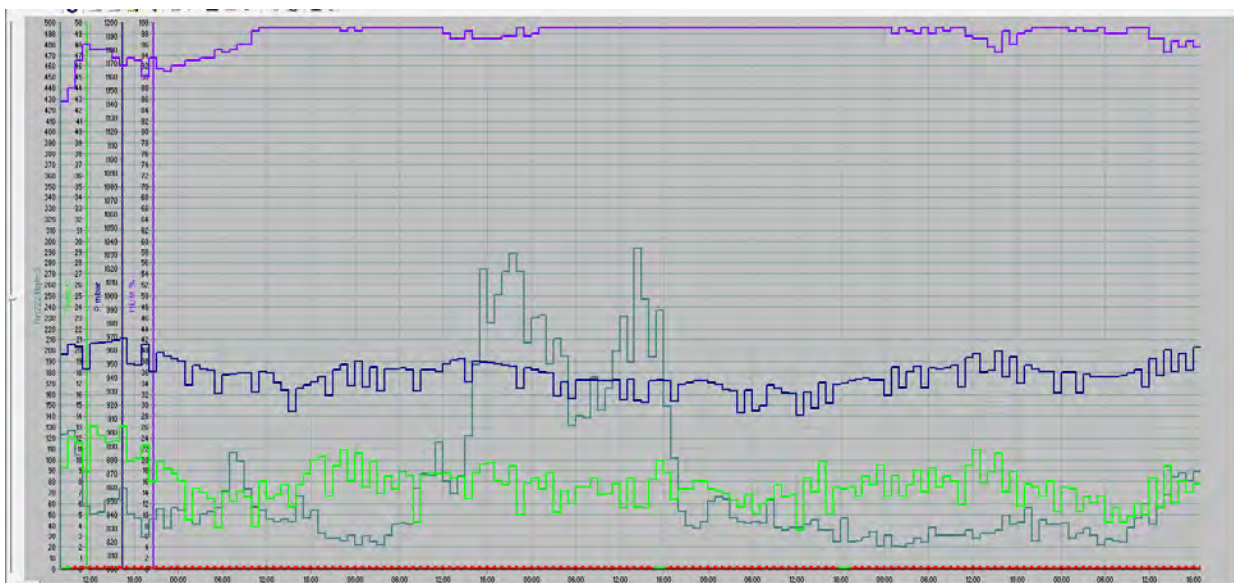
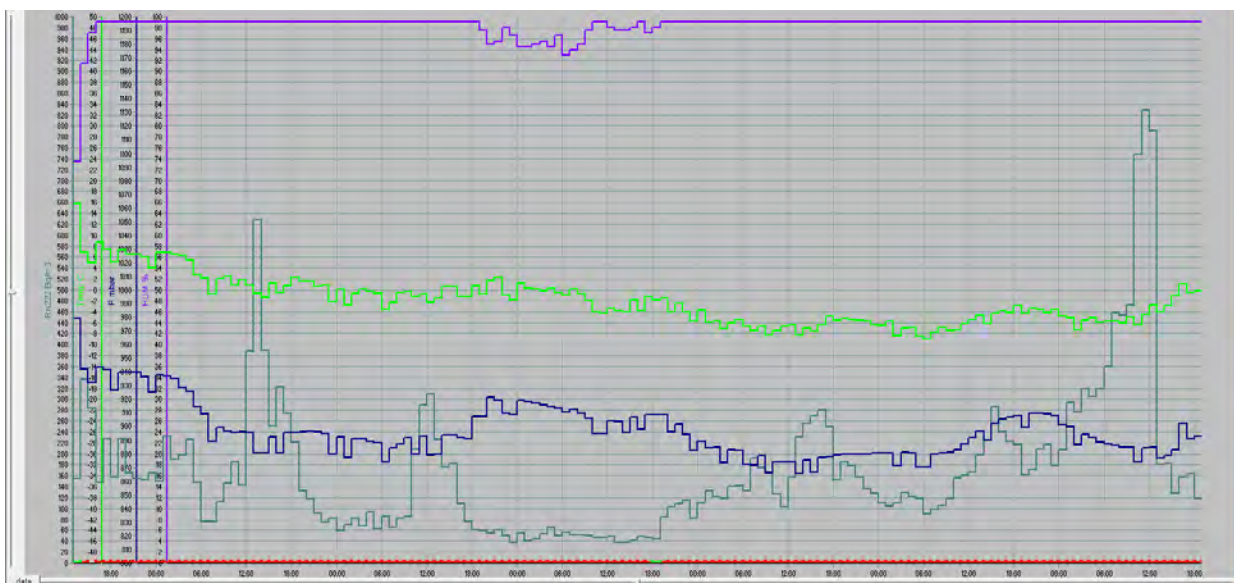
Il valore medio più alto nell'area napoletana è stato misurato nella zona della Riviera di Chiaia (352 Bq/m^3). La zona dei Quartieri Spagnoli mostra inoltre il superamento di 300 Bq/m^3 per quanto riguarda il valore medio. Una situazione prossima al limite previsto dalla normativa è stata rilevata nel centro storico della città, dove il valore massimo più alto è stato misurato in locali senza una buona ventilazione. Zone mediamente più sicure sono sembrate finora Capodimonte e Chiaiano, quest'ultima situata nella periferia nord della città. In questa zona, anche i locali sotterranei non pavimentati hanno mostrato valori medi più bassi, nonostante alcuni valori massimi siano risultati elevati (Addonizio P. et al., 2019).

Fig. 1 – Grafico ottenuto con il software DataExpert.



Si è osservato che, quando nei locali sono presenti finestre, la dispersione del radon accumulato è favorita. Dunque, il radon può raggiungere alte concentrazioni ma non per lungo tempo, confermando ancora una volta l'importanza della ventilazione (fig. 2 a, b). In fig. 2, l'andamento della concentrazione di radon indoor durante la settimana di misurazione è rappresentato dalla linea di colore verde scuro, in un angolo non ventilato di una cantina (fig. 2°, in alto) e in un più ventilato angolo della stessa cantina (fig. 2b, in basso). In fig. 2a, il valore medio della concentrazione di radon indoor è 172 Bq/m^3 (valore massimo: 828 Bq/m^3), mentre in fig. 2b il valore medio di concentrazione di radon indoor è 77 Bq/m^3 (valore massimo: 294 Bq/m^3). La linea viola rappresenta l'umidità interna, la linea verde chiaro la temperatura interna e la linea blu la pressione atmosferica. Le misurazioni sono state effettuate durante l'inverno.

Fig. 2 (a, b) - Grafici ottenuti con il software DataExpert in due diversi ambienti di una stessa cantina.



Riguardo all'area di Montesano sulla Marcellana, le misurazioni effettuate hanno mostrato come il valore di concentrazione di radon indoor sia anche influenzato dai fattori climatici (specialmente dal vento) e dalle condizioni di vita oltre che dalla temperatura. I massimi valori attesi durante la prima mattina, infatti, sono stati qualche volta rilevati durante il giorno. Il valore massimo di concentrazione di radon indoor misurato è stato finora 482 Bq/m³, con valori medi oscillanti fra 16 e 224 Bq/m³.

CONCLUSIONI

Il monitoraggio periodico in continuo delle concentrazioni di radon indoor si è dimostrato molto utile al fine di poter osservare le variazioni di concentrazione tra il giorno e la notte e nel confermare l'importanza della ventilazione nella riduzione della concentrazione di radon in ambienti indoor.

Sulla base dei risultati ottenuti, i proprietari dei locali e i lavoratori sono stati informati circa i rischi associati all'esposizione a radon indoor e circa l'importanza della ventilazione al fine di ridurre gli stessi rischi.

Bibliografia

Council Directive 2013/59/EURATOM of 5 December 2013 laying down basic safety standards for protection against the dangers arising from exposure to ionizing radiation, and repealing Directives 89/618/EURATOM, 90/641/EURATOM, 96/29/EURATOM, 97/43/EURATOM e 2003/122/EURATOM. Decreto Legislativo 31 luglio 2020, n. 101. Attuazione della direttiva 2013/59/EURATOM, che stabilisce norme fondamentali di sicurezza relative alla protezione contro i pericoli derivanti dall'esposizione alle radiazioni ionizzanti, e che abroga le direttive 89/618/ EURATOM, 90/641/EURATOM, 96/29/EURATOM, 97/43/EURATOM e 2003/122/EURATOM e riordino della normativa di settore in attuazione dell'articolo 20, comma 1, lettera a), della legge 4 ottobre 2019, n. 117. (20G00121) (GU Serie Generale n. 201 del 12-08-2020 - Suppl. Ordinario n. 29).

Trevisi Rosabianca, Caricato Anna Paola, De Filippis Giovanni, De Giorgi Antonio. *Una scuola senza radon*. 2013. Pubblicazione realizzata da INAIL Settore Ricerca Dipartimento Igiene del Lavoro Direttore Dott. Sergio Iavicoli.

Tuccimei Paola, Castelluccio Mauro, Soligo Michele, Moroni Massimo. *Radon exhalation rates of building materials: experimental, analytical protocol and classification criteria*. In: *Building materials: properties, performance and applications* – Autori vari Nova Science Publishers – Hauppauge, NY, 2009 – cap. 7.

Addonizio Pasquale, Buccheri Giuseppe, Rinaldini Alessio. *Misure in continuo delle variazioni di concentrazione di radon indoor in alcuni esercizi commerciali situati a Napoli. Atti del XXV convegno di igiene industriale*. Corvara (Bz) 27-29/03/2019, 255-266. ISBN 978-88-86293-35-8.

Generatore di soluzioni campione di radon in acqua dell'Istituto Nazionale di Metrologia delle Radiazioni Ionizzanti - ENEA

Antonio De Donato¹, Francesco Cardellini, Luca Carrarelli, Aldo Fazio, Isabella Giardina

¹ENEA – Istituto Nazionale di Metrologia delle Radiazioni Ionizzanti
C.R. ENEA Casaccia, via Anguillarese 301, 00123

antonio.dedonato@enea.it

INTRODUZIONE

Il Laboratorio INMRI dell'ENEA ha sviluppato un circuito per la preparazione di sorgenti campione di radon in acqua, finalizzato alla calibrazione di diversi strumenti utilizzati per la misurazione del radon in soluzioni acquose. Il dispositivo, denominato generatore di soluzioni campione di radon in acqua, consente la produzione di campioni di radon in acqua, idonei per diverse tecniche di misurazione, tra cui la spettrometria gamma, la scintillazione liquida e il metodo emanometrico. Il sistema è progettato con particolare attenzione a garantire che ogni campione prodotto presenti la stessa concentrazione di attività di radon, assicurando così un'elevata precisione e riproducibilità nelle misurazioni.

DESCRIZIONE DEL CIRCUITO

Il generatore di radon in acqua è costituito dai seguenti elementi rispettivamente numerati nella figura 1:

1. una bottiglia da 2 litri contenente la sorgente di Ra-226;
2. un gorgogliatore in vetro da 318 cc per la misura dell'attività di radon di riferimento con metodo emanometrico;
3. un dispensatore a pistone per il riempimento di fiale per la scintillazione liquida;
4. un sifone per il prelievo di soluzione;
5. una pompa di ricircolo dell'acqua;
6. un'alimentatore della pompa di ricircolo;
7. tubi per il riempimento del circuito.

Figura 1 – Generatore di radon in acqua



Circuito del generatore di radon in acqua con i suoi elementi principali numerati e citati nel paragrafo.

MODALITÀ D'USO

PREPARAZIONE DEL CIRCUITO

Il circuito viene inizialmente riempito con acqua distillata. Una volta completato il riempimento è necessario attendere un periodo di almeno quattro giorni affinché il radon emesso dalla sorgente di radio nella bottiglia, raggiunga una concentrazione significativa nell'acqua. In questa fase iniziale, il radon è confinato principalmente nella bottiglia contenente la sorgente di radio (fig.2).

Figura 2 – Sorgente Ra-226



La sorgente di Ra-226 è costituita da sali di radio inglobati in una matrice siliconica che permette la diffusione del radon, ma previene la dispersione del radio.

ATTIVAZIONE DEL RICIRCOLO

Trascorso il periodo di attesa, si procede all'attivazione della pompa di ricircolo. La funzione della pompa è quella di far circolare il radon presente nella bottiglia sorgente attraverso tutto il circuito, consentendo una distribuzione uniforme del radon in ogni componente del sistema. Questa operazione è fondamentale per garantire che la concentrazione di radon sia uniforme in tutti gli elementi del circuito.

PRELIEVO DEI CAMPIONI

Una volta distribuito uniformemente il radon, si procede al prelievo dei campioni d'acqua necessari per la taratura dei diversi sistemi di misura. Questi campioni verranno successivamente utilizzati per calibrare gli strumenti di rilevazione del radon.

MISURA DELLA CONCENTRAZIONE DI RIFERIMENTO

Per ottenere la misura della concentrazione di riferimento del radon, il gorgogliatore viene distaccato dal circuito principale e trasferito nel sistema primario di misurazione (fig. 3). Questo passaggio permette di effettuare una misurazione precisa e accurata della concentrazione di radon, che servirà come valore di riferimento per le successive analisi e tarature.

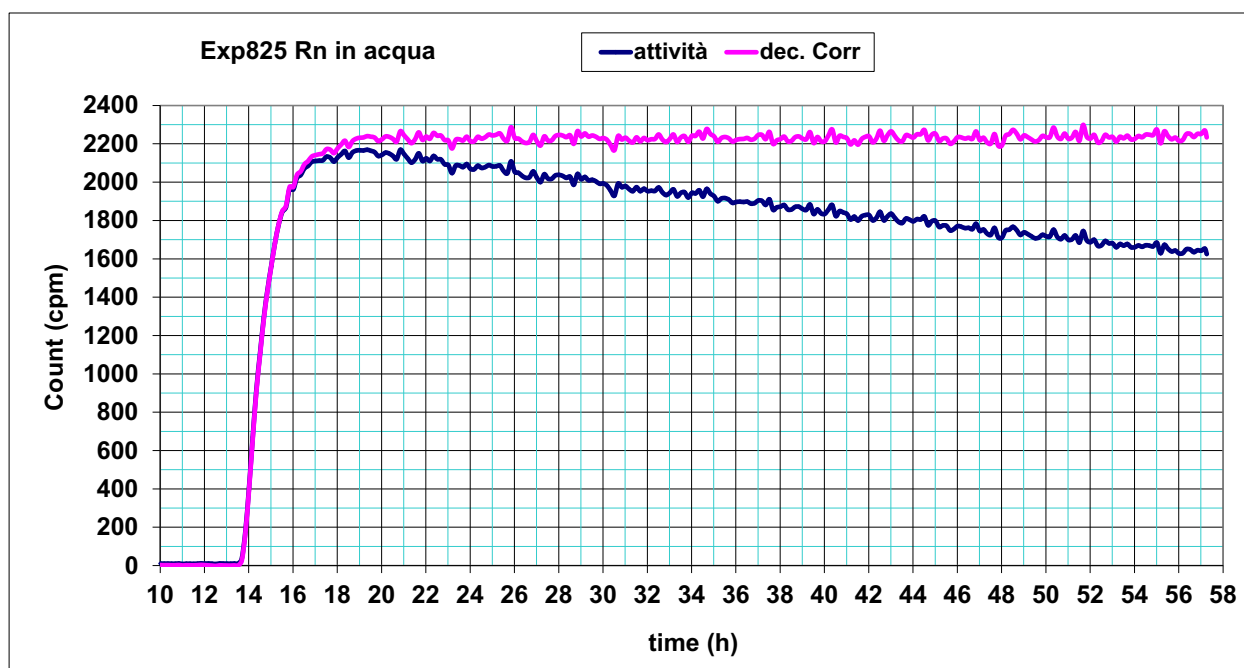
Figura 3 – Sistema di misura primario



Sistema di misura primario per la determinazione della attività di radon nella soluzione. Un flusso di aria estrae il radon dal gorgogliatore e lo trasferisce nel volume di espansione (1) e da lì al monitor di radon (2). Il sistema è validato da interconfronti con il BIPM.

Questo sistema di misura (fig.3) è composto da diversi elementi principali che collaborano per garantire la misurazione accurata del radon presente nel campione acquoso. Il volume di espansione (1), che è un contenitore metallico con un volume noto di 111,7 litri, è il primo componente essenziale. È qui che viene trasferito il radon estratto dalla sorgente in esame. All'interno di questo volume è presente una pompa per la circolazione dell'aria, insieme alla sonda di un termo-igrometro, oltre a una ventola interna che facilita la diffusione del radon all'interno del contenitore. Il sistema include anche un monitor di riferimento (2), Tesys MR1, che utilizza una cella di Lucas accoppiata a un fotomoltiplicatore. La cella di Lucas ha un volume di 225 cm³ e le sue pareti sono rivestite di solfuro di zinco attivato con argento, ZnS(Ag). Questo dispositivo, definito "alfa totale", è sensibile alle radiazioni alfa emesse dal Rn-222 e dai suoi prodotti di decadimento, come Po-218 e Po-214. Tuttavia, il rivelatore non è in grado di distinguere le diverse emissioni alfa. Il sistema dispone inoltre di un alimentatore di tensione (3), che fornisce energia alla pompa per la circolazione dell'aria. Il flussimetro (4) è utilizzato per controllare il flusso d'aria all'interno del sistema, con un flusso che viene generalmente regolato tra 0,1 e 0,3 litri al minuto. Un altro elemento fondamentale del sistema è il gorgogliatore (5) che viene prelevato direttamente dal generatore di radon in acqua e contiene il campione acquoso da analizzare. Infine, il sistema è dotato di rubinetti bypass (6), che permettono di collegare o escludere il gruppo sorgenti dal circuito di misura, facilitando il controllo e la gestione del processo di misurazione. Un esempio di misura dell'attività di radon in acqua corretto per il tempo di decadimento, con metodo emanometrico, è illustrato nella figura 4.

Figura 4 – Misura di attività di radon con metodo emanometrico.



Esempio di una misura dell'attività di radon in acqua nel sistema primario di INMRI ENEA, in questo caso la concentrazione di attività è di 23,06 kBq/L all tempo 07/11/2018 14:25.

RISULTATI DEL CICLO DI MISURE

Le misurazioni effettuate con la spettrometria gamma, utilizzando uno spettrometro con rivelatore HPGe, hanno permesso di ottenere i ratei di conteggio per unità di massa relativi ai picchi energetici a 242,0 keV, 295,2 keV e 351,9 keV del Pb-214, e a 609,3 keV, 1120,3 keV e 1764,5 keV del Bi-214. Parallelamente, le misure di scintillazione liquida sono state condotte con il sistema Quantulus, sfruttando due diverse modalità di acquisizione: la prima fornisce lo spettro $\alpha + \beta$, mentre la seconda rileva solo lo spettro α . Anche in questo caso, i ratei di conteggio sono stati normalizzati per unità di massa. I risultati ottenuti dal ciclo di misure hanno previsto il confronto tra i ratei di conteggio della spettrometria gamma e della scintillazione liquida con le concentrazioni di attività di radon in acqua misurate con il sistema primario, permettendo così di determinare i fattori di taratura per entrambi i sistemi di misura. Per la taratura del sistema di spettrometria gamma, si è tenuto conto dei ratei di conteggio (in cps per kg di soluzione) relativi ai diversi picchi del Pb-214 e del Bi-214, ma, per semplicità, nella tabella 1 sono riportati solo i risultati dei picchi a 351,9 keV per il Pb-214 e a 609,3 keV per il Bi-214, essendo quelli con il maggior numero di conteggi. Per ciascun picco è stato calcolato il fattore di taratura come rapporto tra la concentrazione di radon nella soluzione (Bq/kg) e il rateo di conteggio gamma del singolo picco (cps/kg). Analogamente, per la taratura del sistema Quantulus LSC, sono stati considerati i ratei di conteggio per unità di massa (in cps per g di soluzione), sia per lo spettro $\alpha + \beta$ sia per lo spettro α , dai quali sono stati derivati i fattori di taratura (tabella 2). Tutte le misurazioni sono state corrette per il decadimento, riferendosi a un tempo comune di riferimento.

Tabella 1 - Risultati dei test di taratura per lo spettrometro gamma

reference time	Attività Rn in Acqua RRMS [Bq/kg]		Pb-214 351,9 keV		Bi-214 609,3 keV	
			Rateo di conteggi [cps/kg]	FT	Rateo di conteggi [cps/kg]	FT
21/11/2018 15:20	11434	Bottiglia 1	23,41	488	18,20	628
	11434	Bottiglia 2	23,22	492	18,14	630
12/12/2018 14:30	13927	Bottiglia 1	28,25	493	21,88	637
	13927	Bottiglia 2	28,05	497	21,75	640
12/12/2018 14:30	14655	Bottiglia 1	28,25	519	21,88	670
	14655	Bottiglia 2	28,05	523	21,75	674
12/02/2019 14:00	10652	Bottiglia 1	21,39	498	16,51	645
	10652	Bottiglia 2	21,14	504	16,46	647
05/03/2019 15:00	11536	Bottiglia 1	23,31	495	18,13	636
27/03/2019 17:00	10774	Bottiglia 1	21,73	496	16,78	642
			Medie	500,4	Medie	645,0
			Dev.st	11,4	Dev.st	15,4
			dev.st %	2,3%	dev.st %	2,4%

Tabella 2 - Risultati dei test di taratura per la scintillazione liquida.

<u>reference time</u>	Attività Rn in Acqua RRMS [Bq/kg]	Quantulus $\alpha + \beta$ [cps/g]	Efficienza $\alpha + \beta$	Quantulus solo α [cps/g]	Efficienza solo α
21/11/2018 15:20	11434	47,39	4,145	31,720	2,774
12/12/2018 14:30	13927	57,21	4,108	38,370	2,755
12/12/2018 14:30	14655	59,69	4,073	40,13	2,738
12/02/2019 14:00	10652	43,06	4,042	28,810	2,705
05/03/2019 15:00	11536	47,43	4,111	30,870	2,676
27/03/2019 17:00	10774	44,46	4,127	28,260	2,623
		Medie	4,101	Medie	2,712
		Dev.st	0,037	Dev.st	0,056
		dev.st %	0,9%	dev.st %	2,1%

CONCLUSIONI

I risultati riportati nelle tabelle precedenti sono da considerarsi ampiamente positivi in quanto mostrano la riproducibilità delle prove di taratura. In particolare, per quanto riguarda la spettrometria gamma lo scarto tipo percentuale delle due serie dei fattori di taratura sono sostanzialmente analoghi. Nel caso della scintillazione liquida le misure $\alpha + \beta$ totale sono molto più riproducibili con uno scarto tipo del 0,9%. Per tanto il generatore di radon in acqua costruito in ENEA INMRI è perfettamente adeguato per fornire soluzioni di riferimento per la taratura dei dispositivi del radon in acqua.

Nuovo metodo di misura della concentrazione di radon e del suo coefficiente di diffusione nel terreno

Claudio Cazzato¹, Andrea Secco², Francesco Martina³

¹Ex Enea-DISP

²Responsabile Tecnico Radongas srl

³CERN, Ginevra, Switzerland

c.cazzato@tiscali.it

Riassunto

Nel presente lavoro viene descritta una tecnica di misura innovativa basata sull'utilizzo di dosimetri a tracce CR-39 opportunamente predisposti, che consente di rilevare in contemporanea sia la massima concentrazione di radon nel terreno che il suo coefficiente di diffusione. Questi parametri sono indispensabili per una adeguata valutazione del rischio da radon in terreni destinati a nuove costruzioni, o ristrutturazioni, e per la redazione dei piani attuativi urbanistico-territoriali dei comuni. Infatti, al fine di tutelare la salute pubblica, sarebbe opportuno non edificare su terreni caratterizzati da elevate concentrazioni di radon o, eventualmente, attuare specifici accorgimenti in fase di progettazione e costruzione.

PREMESSA

Il Piano Nazionale Radon (Gazzetta Ufficiale, 2024), pone all'attenzione degli organi tecnici, delle autorità e della popolazione, la necessità di prendere in considerazione i rischi di lungo termine dovuti all'esposizione al gas radon (Rn-222), come il tumore al polmone, in recepimento dell'articolo 103 della direttiva 2013/59/Euratom. Poiché la fonte principale dell'emanazione di radon è il terreno (come prodotto del decadimento dell'U-238), una buona programmazione territoriale ai fini costruttivi impone una accurata mappatura e l'impiego di particolari tecniche al fine di abbassare quanto più possibile la sua concentrazione all'interno degli spazi abitati.

Le attuali tecniche di misura del radon nel terreno sono complesse e possono essere influenzate da numerosi fattori che comportano errori non trascurabili e risultati che non sempre rappresentano fedelmente il luogo oggetto di misurazione.

La tecnica più diffusa consiste nell'estrazione dell'aria a 80-100 cm di profondità rispetto alla superficie del terreno mediante l'utilizzo di sonde cave, per poi convogliarla in un misuratore di tipo attivo. Questo effettua il conteggio delle particelle alfa emesse a seguito del decadimento del radon e dal suo primo prodotto di decadimento, ovvero il Po-218, al fine di ricavare la concentrazione in termini di Bq/m³. Tali misure hanno una breve durata temporale, vengono ripetute alcune volte e terminano quando la differenza relativa tra due letture consecutive è inferiore al 15%. Il tempo tipico è di circa cinque minuti, che è il tempo necessario per il raggiungimento dell'equilibrio secolare tra il radon ed il suo primo figlio, cioè il Po-218. Non viene presa in considerazione la concentrazione della progenie alfa successiva al Po-218, cioè il Po-214, che porterebbe ad una validazione più robusta dei risultati. Inoltre, un monitoraggio così breve costituisce una limitazione intrinseca della metodologia, poiché non permette di effettuare una valutazione a lungo termine del rischio radon, a meno di non iterare in tempi successivi un grande numero di rilevazioni, operazione non sempre praticabile. È infatti noto che le concentrazioni di radon possono variare nel tempo anche del 100% e sono fortemente influenzate dalle condizioni meteorologiche (Iakovleva, Ryzhakova, 2003).

L'acquisizione del trend di concentrazione su un arco temporale maggiore (dell'ordine di alcune settimane) fornirebbe invece risultati più rappresentativi del sito e consentirebbe un'ottimizzazione delle soluzioni di ingegneria civile finalizzate ad evitare un eccessivo accumulo di radon negli edifici. Questo, tra l'altro, rappresenta un requisito imposto dagli uffici tecnici comunali per il rilascio di un nuovo permesso a costruire o a ristrutturare.

Un'altra fonte di incertezza che caratterizza il metodo tradizionale deriva dal fatto che l'estrazione del gas radon dal sottosuolo viene effettuata mediante delle pompe di aspirazione. Trattandosi di un sistema forzato, l'aria estratta potrebbe provenire anche da punti relativamente lontani rispetto a quello in esame nel caso in cui la permeabilità del sottosuolo fosse alta. Inoltre, il campionamento può essere compromesso da eventuali ostruzioni della

sonda e devono essere adottate strategie opportune per discriminare il radon dal suo isotopo thoron (Rn-220), anch'esso presente nel terreno e non rilevante ai fini della valutazione del rischio per la salute. Ulteriori fonti di errore, di non poca rilevanza, sono espressamente specificate dalle norme IEC 61577-1 e ISO 11665-1.

Le normative europee hanno imposto già dal 2024 un limite di 200 Bq/m³ negli spazi abitati, il quale può essere garantito solo mediante una valutazione del rischio radon che si basi su misure che durino un congruo intervallo di tempo e che siano in grado di fornire almeno due informazioni:

- la concentrazione di radon nel terreno;
- il coefficiente di diffusione del radon nel terreno.

È importante sottolineare che la sola concentrazione massima non è sufficiente a caratterizzare in maniera esaustiva un terreno, poiché l'esalazione del gas dipende fortemente dalla permeabilità del suolo. Si consideri una rilevazione effettuata ad un metro di profondità, che rappresenta approssimativamente il plateau di massima concentrazione: si possono avere siti con concentrazioni relativamente basse (Katalin et al., 2013) che sono tuttavia da considerarsi a rischio medio o alto a causa dell'alta permeabilità del terreno. Infatti, una permeabilità alta comporta che nel tempo una grande quantità di radon raggiunge il vespaio e conseguentemente entra nell'abitazione. Viceversa, esistono siti con alte concentrazioni di radon a 1 metro classificati come a rischio medio o basso, se la permeabilità è bassissima, in quanto solo una piccola parte del gas sotterraneo raggiungerà il vespaio dell'abitazione.

La combinazione di queste due informazioni permette di classificare il terreno come a basso, medio, alto rischio e, di conseguenza, suggerire gli accorgimenti tecnici necessari per ridurre l'accumulo del gas nell'abitazione. (Castelluccio et al., 2012)

VANTAGGI DELLA TECNICA PRESENTATA

La tecnica di misura presentata in questo lavoro vanta molti vantaggi rispetto alla metodologia dello stato dell'arte, e tra questi si evidenzia:

- fa ricorso all'utilizzo di sensori a tracce CR-39, che sono tra i rivelatori più affidabili per la misura del gas radon indoor a lungo termine;
- non perturba il terreno in esame, necessitando di un foro nel terreno di diametro contenuto (2 cm);
- ha una durata temporale sufficientemente lunga (da qualche giorno a qualche mese) per mediare i risultati e quindi incrementarne la precisione;
- è insensibile all'umidità del terreno;
- è insensibile alle radiazioni gamma;
- presenta un errore minore del 10%, che è il massimo previsto per i laboratori di Classe A secondo gli "Interconfronti" mondiali, come quelli organizzati dall' UK Health Security Agency (UKHSA);
- necessita di apparecchiature di laboratorio a basso costo;
- permette di misurare in contemporanea più punti e più siti;
- permette la valutazione contemporanea della concentrazione e del coefficiente di diffusione del radon nel terreno.

INADEGUATEZZA DELLE MISURE PASSIVE FINORA TENTATE

Una delle principali sfide affrontate per l'utilizzo dei dosimetri a tracce per la misura di radon nel terreno concerne il dimensionamento della camera di diffusione che è generalmente caratterizzata da dimensioni ampie (diametro di circa 8/10 cm). Se si praticano fori di queste dimensioni la misura è completamente falsata a causa della perturbazione del terreno praticata. Inoltre, la misura non potrebbe durare più di 2-3 giorni per la saturazione dei dosimetri. Infine, è noto che le misure con dispositivi aventi una camera a diffusione sono influenzate dall'umidità presente nel terreno (Tanner, 1991), poiché l'acqua che si deposita sulle fessure d'ingresso del radon nella camera ostacola il suo ingresso, in quanto la sua costante di diffusione in acqua è di circa 10000 volte più piccola di quella in aria.

Al fine di effettuare misure di radon nel suolo con basse concentrazioni della durata superiore ad una settimana, Mazur (Mazur et al., 1991) ha utilizzato una camera a diffusione con un diametro molto contenuto, circa 4 mm, e un rivelatore di tracce. Passando da un volume di circa 30 cm^3 a $0,3 \text{ cm}^3$, si è ridotta la risposta di un fattore 10, valore che tuttavia non è comunque sufficiente ad evitare il raggiungimento della saturazione dei dosimetri. In tale condizione il conteggio delle tracce lasciate sul polimero è molto difficoltoso, poiché molte di esse sono sovrapposte.

DESCRIZIONE DELLA NUOVA TECNICA DI MISURA

La presente tecnica consiste nell'impiego di una sonda verticale, denominata d'ora in poi puntazza, realizzata in metallo e avente diametro esterno di 20 mm che viene conficcata nel terreno. Essa presenta lungo la sua lunghezza delle cavità cilindriche in cui sono allocati i dosimetri, configurati secondo specifiche che saranno descritte in seguito.

Le cavità distano tra di loro 30 cm, al fine di misurare la concentrazione a diverse profondità e quindi ottenere:

- la concentrazione massima,
- il coefficiente di diffusione,

i quali sono ricavati effettuando un fitting esponenziale sull'equazione di diffusione che viene discussa nei paragrafi successivi. Sono sufficienti tre misure a diverse profondità per ottenere i parametri citati.

La puntazza è costituita da sezioni che si avvitano tra di loro in corrispondenza delle cavità in cui vanno inseriti i dosimetri. Nella figura seguente (fig. 1) se ne illustra la struttura meccanica. Si possono notare le tre cavità e i relativi fori, che permettono l'ingresso del gas radon.

Figura 1 – Schema della puntazza

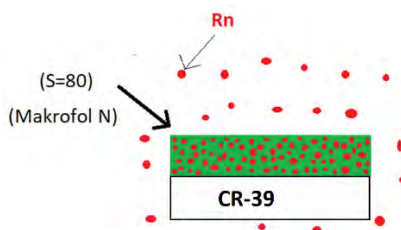


Puntazza dotata di tre cavità, che permettono al gas radon di penetrarvi all'interno, nelle quali si inseriscono i dosimetri

Per superare le altre criticità dovute all'impiego dei dosimetri a tracce attualmente utilizzati per la misura del gas radon negli ambienti confinati, si attuano le seguenti procedure:

- 1) il dosimetro viene ricoperto con un materiale capace di assorbire efficacemente il radon nei suoi pori, il quale rappresenta un radiatore da cui fuoriescono le particelle alfa emesse dal radon e dai suoi figli. Queste particelle alfa colpiscono il dosimetro lasciando delle tracce la cui densità è direttamente proporzionale alla concentrazione di radon (fig. 2). Se il dosimetro viene ricoperto da entrambe le facce con la stessa tipologia di radiatore, la superficie di lettura raddoppia, oppure se si ricoprono con due radiatori diversi si hanno due diverse risposte.

Figura 2 – Schema del dosimetro configurato per la misura nel terreno



I fogli del radiatore, in grado di assorbire il radon nei suoi pori, sono affacciati al sensore, un dosimetro a tracce tipo CR-39

Esistono svariati radiatori utilizzabili per l'applicazione, ma quelli adottati nella tecnica qui presentata sono polimeri organici contenenti spazi vuoti noti come volumi liberi, la cui frazione rispetto al volume del polimero dipende dalla sua struttura morfologica. Un polimero gommoso ha un volume libero grande alle alte temperature e diminuisce con essa fino alla transizione vetrosa. Al di sotto della temperatura di transizione, il polimero si comporta come un vetro, il cui il volume libero è in pratica indipendente dalla temperatura. Esso è formato da nano-cavità, le quali possono contenere atomi di radon e governano sia la solubilità che la diffusione del gas. Le nano-cavità sono di tipo transiente nei polimeri gommosi, mentre relativamente permanenti e indipendenti dalla temperatura nei polimeri vetrosi. Queste proprietà fanno sì che polimeri di tipo vetroso siano di maggiore interesse per l'utilizzo come radiatori. Inoltre, in essi il radon ha solubilità maggiore di quella nell'aria (considerato come valore di riferimento unitario). Ad esempio, la solubilità nel Makrofol N è circa 80, comportando che in condizioni stazionarie la concentrazione nel Makrofol N è 80 volte maggiore rispetto a quella nell'aria che lo circonda.

Il dosimetro così preparato viene successivamente inserito in un contenitore a tenuta, quale un sacchetto di plastica in polietilene LPDE termo-saldato, il cui volume interno è formato essenzialmente dal materiale in esso contenuto. Il polietilene presenta una permeabilità relativamente alta al radon, mentre la sua permeabilità all'acqua è 10000 volte inferiore, per cui l'umidità del terreno non attraversa significativamente il sacchetto e quindi non raggiunge il dosimetro (Tommasino et al., 1986).

La presenza del radiatore, che ha uno spessore di qualche decina di μm , permette di non utilizzare alcuna camera a diffusione, per cui il volume totale del sistema di misura è di poco superiore al volume del dosimetro CR-39, che ha normalmente uno spessore di 1 mm e qualche cm^2 di superficie. Dimensioni così ridotte permettono una misura che non perturba il terreno, in quanto i fori che vi si praticano per l'inserimento della puntazza non superano i 2 cm di diametro.

Infine, si possono scegliere radiatori caratterizzati da diversi valori di solubilità, in modo tale da evitare la saturazione del dosimetro. Per monitoraggi di breve durata si utilizzano radiatori con un'alta solubilità, viceversa, se si vuol fare una misura che duri qualche mese, si utilizzerà un radiatore caratterizzato da un basso valore della solubilità.

Mediante l'utilizzo di dosimetri a tracce CR-39 e la scelta opportuna del radiatore si riescono ad ottenere sensibilità che spaziano in un range di tre ordini di grandezze e, conseguentemente, si possono effettuare misure di differenti durate (fino ad un anno). Per esempio, con un radiatore metallico si ha una risposta pari a 0,01 ($\text{tracce}\cdot\text{cm}^3/(\text{cm}^2\cdot\text{kBq}\cdot\text{h})$), con un radiatore Makrofol N una risposta pari a 0,4 ($\text{tracce}\cdot\text{cm}^3/(\text{cm}^2\cdot\text{kBq}\cdot\text{h})$), per un radiatore CR-2000 fino a 20 ($\text{tracce}\cdot\text{cm}^3/(\text{cm}^2\cdot\text{kBq}\cdot\text{h})$) (Tommasino, 2010).

Pertanto, la configurazione presentata consente di superare efficacemente le criticità evidenziate e di utilizzare i dosimetri passivi a tracce per le misure di radon nel terreno senza aver bisogno di camere a diffusione, ma solo dei radiatori illustrati, che sono coperti da Brevetto Europeo di proprietà di Claudio Cazzato (Cazzato, 2018). La bontà del sistema è stata dimostrata da un "Interconfronto" tenutosi nel 2017 tra nove laboratori, i cui risultati sono stati oggetto di pubblicazione (Tommasino et al., 2017).

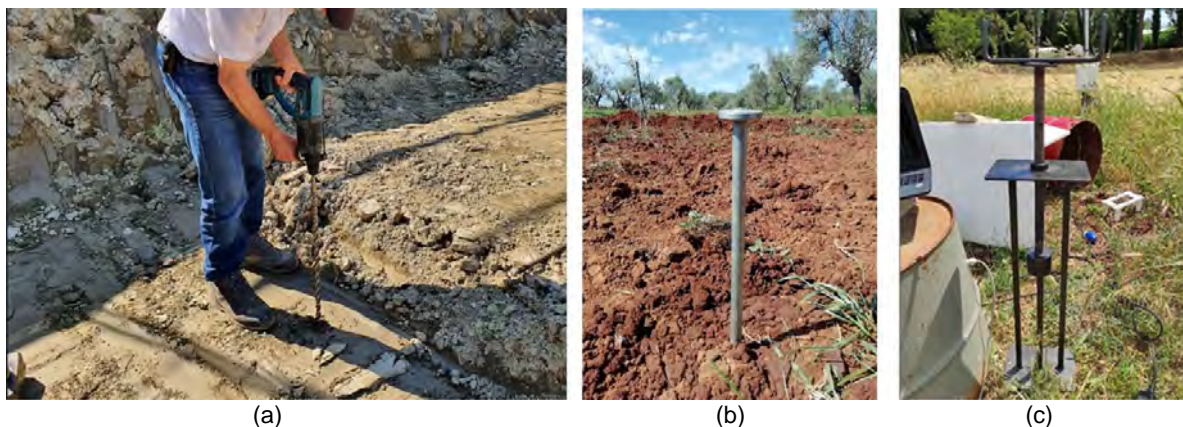
La fig. 3 mostra una puntazza in metallo, dotata di tre cavità e i relativi dosimetri. Ogni dosimetro, in questo caso tipo CR-39, è ricoperto con due radiatori Makrofol N ed inserito in una bustina di polietilene LPDE termosaldato per proteggere il dosimetro dall'umidità. In fig. 4(a) è mostrata la fase di perforazione nel terreno per l'inserimento della puntazza, mentre in fig. 4(b) è mostrata la puntazza in fase di misurazione. In fig. 4(c) è mostrato l'estrattore impiegato per rimuovere la puntazza al termine della misurazione. In fig. 5(a) è ritratta una fase della rilevazione eseguita nel 2022 presso l'Enea Casaccia, mentre nella fig. 5(b) vediamo la medesima operazione eseguita in un cantiere situato in provincia di Bolzano.

Figura 3 – Puntazza in metallo (a) e dosimetri impiegati per la misurazione del gas radon nel terreno (b)



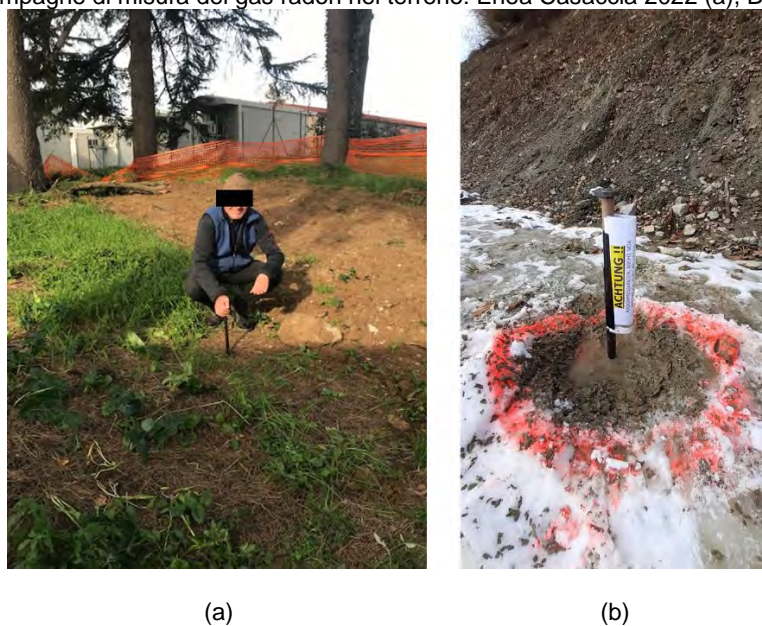
La puntazza è dotata di tre cavità nelle quali vengono inseriti i sensori, dosimetri CR-39, ricoperti con due radiatori tipo Makrofol N e rinchiusi in una bustina di polietilene LPDE termosaldata per proteggere il dosimetro dall'umidità

Figura 4 – Fasi della misura nel terreno: perforazione (a), acquisizione delle informazioni (b) ed estrazione (c)



La puntazza è inserita nel terreno a valle di una perforazione eseguita con una profondità di almeno un metro. Al termine della misurazione è possibile impiegare un estrattore per rimuovere la puntazza.

Figura 5 – Campagne di misura del gas radon nel terreno: Enea Casaccia 2022 (a), Bolzano 2023 (b)



Campagna di misura nel terreno eseguita presso Casaccia Enea nel 2022 e in un terreno in provincia di Bolzano prima della costruzione di un edificio residenziale.

SUPPORTO TEORICO

La tecnica proposta fa riferimento alle considerazioni teoriche effettuate da Ryzhakova (Ryzhakova, 2014) che sfruttano la seguente equazione di diffusione per descrivere il trasporto di radon nel suolo:

$$[1] \frac{d^2 C_A}{dx^2} - \frac{\lambda}{D_e} C_A + \frac{\lambda}{D_e \eta} K_{em} A_{Ra} \rho_d = 0$$

dove C_A è la concentrazione di attività del ^{222}Rn nel mix dei gas del suolo, D_e è il coefficiente di diffusione, λ è la costante di decadimento, η è la porosità del mezzo, K_{em} è il coefficiente di emanazione, A_{Ra} è l'attività specifica di massa del ^{226}Ra (Radio, precursore del Radon) e ρ_d è la densità del suolo asciutto.

Supponendo che:

- 1) la diffusione molecolare sia il meccanismo di trasporto dominante nel suolo del ^{222}Rn ;
- 2) la porosità e il coefficiente di diffusione siano costanti su tutto il terreno;
- 3) la concentrazione di ^{226}Ra sia costante su tutto il terreno;
- 4) il terreno sia omogeneo nell'ultimo tratto;
- 5) la concentrazione di radon in superficie sia zero;

si ottiene la soluzione:

$$[2] C_A(x) = C_{A,\infty} \left(1 - e^{-\frac{x}{L_D}} \right)$$

Dove L_D è uguale a:

$$[3] L_D = \sqrt{\frac{D_e}{\lambda}}$$

$C_{A,\infty}$ è la concentrazione di attività ^{222}Rn a circa un metro di profondità ed L_D è la lunghezza di diffusione.

L'ipotesi che il trasporto del radon nel terreno sia dovuto solo a processi diffusivi, quindi ai gradienti di concentrazione, è sostenuto parimenti dall'IAEA nel Technical Reports Series No. 474 (Ishimori et al., 2013). In esso si afferma che: "generalmente, nella maggior parte delle situazioni, la differenza di pressione tra l'aria interstiziale nei pori e l'atmosfera è troppo piccola per causare un flusso indotto dalla pressione significativo rispetto al flusso guidato dalla diffusione e, quindi, viene trascurato".

La suddetta ipotesi, ovviamente, in alcuni casi non è valida, ma, come vedremo negli esempi pratici illustrati successivamente, i valori delle tre misure di concentrazioni di radon a diverse profondità permettono di capire se la diffusione avviene anche per altri motivi.

Eseguendo una regressione esponenziale con i tre valori di concentrazione trovati alle tre diverse profondità nel terreno mediante la puntazza, si risolve l'equazione [2], e quindi si ricavano i valori di $C_{A,\infty}$ ed L_D , ovvero la massima concentrazione di radon e il relativo coefficiente di diffusione.

Trovati i suddetti parametri, si procede a valutare il rischio radon di un sito mediante due possibili approcci:

- 1) Quello proposto dalla Swedish Radiation Protection Authority (SSI), (Dubois, 2005), che si basa esclusivamente sulla concentrazione di radon nel suolo, secondo le seguenti corrispondenze riportate nella tabella seguente (tab. 1):

Tabella 1 – Livelli di rischio proposti dalla Swedish Radiation Protection Authority (SSI)

Concentrazione	Rischio
< 10 kBq/m ³	Low Risk Area
10-50 kBq/m ³	Normal Risk Area
> 50 kBq/m ³	High Risk Area

- 2) Quello proposto da Neznal (Neznal et al., 2004) e ripreso in Italia da Castelluccio (Castelluccio et al., 2014).

Quest'ultimo ha l'obiettivo di ricavare l'Indice Radon (RI), parametro che definisce il livello di rischio locale connesso alle emanazioni. L'Indice RI (basso, medio, alto) viene ricavato sulla base dell'indice denominato Radon Potential (RP), ottenuto da misure strumentali. In particolare, devono essere misurate: la concentrazione del Radon nel suolo (a circa un metro di profondità) e la permeabilità intrinseca del suolo, che indica quanto facilmente il suolo si lascia attraversare dal gas. Quindi i dati sono utilizzati nella seguente formula:

$$[4] RP = \frac{C_A - 1}{-\log k - 10}$$

dove C_A è la concentrazione di attività di radon (kBq/m^3) e k la permeabilità intrinseca (m^2).

La permeabilità intrinseca (m^2) è utilizzata quando si suppone che la diffusione sia regolata dalla differenza di pressione e quindi si applica la legge di Darcy:

$$[5] v = (k/\mu) * \nabla P$$

dove:

v è la velocità del flusso (m/s);

k è la permeabilità del suolo (m^2);

∇P è il gradiente di pressione;

μ è la viscosità della fase gassosa dei pori.

Il modello utilizzato da Castelluccio, pertanto, utilizza il parametro k (m^2) e non il coefficiente di diffusione del radon misurato in m^2/s , che sarebbe più corretto quando si suppone che il trasporto del radon nel terreno avvenga per diffusione, cioè grazie alla differenza di concentrazione di radon tra due punti, per cui si utilizza la seguente legge di Fick:

$$[6] \Phi_d = - D_e \nabla C_{Rn}$$

Dove:

Φ_d è la densità di flusso del radon per unità di misura di superficie ($\text{Bq}/(\text{m}^2 \cdot \text{s})$);

D_e è il coefficiente di diffusione effettivo (m^2/s);

C_{Rn} è la concentrazione di attività del Radon interstiziale (Bq/m^3).

Infine, dal valore di RP si ricava l'Indice Radon (RI), ovvero la classe di rischio, secondo la tabella seguente (tab. 2):

Tabella 2 – Classi di rischio proposti da Castelluccio

Classe di Rischio (RI)	Valore di RP
Bassa	$RP < 10$
Media	$10 \leq RP \leq 35$
Alta	$RP > 35$

Si noti che la nuova tecnica di misura presentata in questo lavoro permette di effettuare la valutazione del rischio sia in accordo con le linee guida proposte dalla Swedish Radiation Protection Authority (SSI) che con l'approccio proposto da Neznal e ripreso da Castelluccio. Inoltre, essa migliora ulteriormente l'approccio sperimentale utilizzato da Neznal, poiché permette di misurare i parametri necessari, ossia la massima concentrazione e il coefficiente di diffusione del radon nel terreno in contemporanea, mentre quello proposto da Neznal prevede due misure distinte, da condurre con attrezzature diverse. Inoltre, nel nostro caso si ricava il coefficiente di diffusione nelle unità di misura proprie dei processi diffusivi, cioè in m^2/s .

ESEMPI DI MISURE EFFETTUATE

Negli ultimi anni sono state fatte numerose misure in Italia utilizzando la tecnica di misura presentata. In moltissimi casi si evidenzia una eccellente corrispondenza tra i risultati e le formalizzazioni teoriche sul trasporto del radon nei terreni per convezione, per cui si sono potuti calcolare accuratamente la massima concentrazione e il coefficiente di diffusione del radon. Nella tabella seguente (tab. 3) si riportano alcuni esempi di misure effettuate.

Tabella 3 – Esempi di misure di gas radon effettuate nel terreno sul territorio nazionale

Località	Profondità (cm)	Bq/m ³	Errore (Bq/m ³)	Coefficiente di Correlazione (R ²)	Coefficiente Diffusione (m ² /s)
ENEA (Casaccia)	22	48228	844	0,9936	8,72*10 ⁻⁷
	52	100886	1007		
	82	128504	11644		
NOVOLI (LE)	11	40525	3870	0,9963	5,27 *10 ⁻⁷
	41	77641	6943		
	71	80444	7439		
BARLETTA	13	6550	313	0,9999	3.07 * 10 ⁻⁶
	43	19579	965		
	73	29523	1684		
LIZZANELLO (LE)	8	23595	2589	1,0	2,75 * 10 ⁻⁷
	38	78241	9491		
	68	101653	12019		
PRATO ALLO STELVIO (BZ)	22	17574	1565	0.9998	3,12* 10 ⁻⁶
	52	39833	3204		
	82	56609	4445		

Nella tabella successiva (tab. 4) si riportano, inoltre, alcune misure che non seguono l'andamento teorico dell'equazione [2] e che, grazie ai valori della concentrazione di radon ottenuti a tre diverse profondità è possibile, comunque, avere altre informazioni utili rispetto alla sola concentrazione di radon che normalmente si ha a 80-100 cm di profondità.

Tabella 4 – Esempi di misure di gas radon nel terreno misure che non seguono l'andamento teorico dell'equazione [2]

Località	Profondità (cm)	Bq/m ³	Errore (Bq/m ³)	Considerazioni
VAL DI VIZZE (BZ)	26	9456	1020	Tale misura evidenzia che il valore massimo della concentrazione è già circa a 26 cm di profondità.
	56	8287	935	
	86	8657	965	
FRANCAVILLA FONTANA (BR)	9	6614	649	Le informazioni ottenute da questa misura permettono di affermare che la composizione del terreno varia al variare della profondità o alla presenza di acqua.
	39	15079	1271	
	69	7165	689	

CONCLUSIONI

Le misure di radon nel terreno sono complesse e influenzate significativamente dalle perturbazioni in esso determinate dai sistemi attivi e passivi di misura finora a disposizione e dalle condizioni meteorologiche stagionali. Una corretta mappatura dei terreni dal punto di vista del rischio radon ha bisogno di misure che non perturbino il terreno, che durino un tempo sufficiente lungo e che non siano influenzate dall'umidità presente nel terreno.

Quasi tutti gli uffici tecnici comunali, dopo l'approvazione delle specifiche leggi regionali e del Piano Nazionale Radon, richiedono ai tecnici progettisti di indicare le strategie costruttive adottate al fine di abbassare quanto più possibile, e ormai sotto i 200 Bq/m³, la concentrazione di radon all'interno degli spazi abitati. Viene presentata una nuova tecnica di misura del radon nel terreno che supera tutte le criticità delle attuali tecniche di misura, che è stata collaudata per diversi anni, validata da interconfronti mondiali, che non ha bisogno di alcuna strumentazione elettronica, che è molto semplice da usare anche da chi non ha dimestichezza con le misure e gli inevitabili errori ad esse collegati.

La tecnica di misura usa i normali dosimetri a tracce, da tutti riconosciuti come altamente affidabili, che vengono opportunamente confezionati con radiatori plastici coperti da Brevetto Europeo del Dott. Claudio Cazzato e che, grazie ai numeri di matricola marchiati su ognuno, possono essere rilette anche a distanza di anni in caso di contenziosi.

Bibliografia

- Castelluccio, Mauro & Lucchetti, Carlo & Tuccimei, Paola, “*Classification of Radon Hazard in Urban Planning Focused to Risk Management*”, Italian Journal of Engineering Geology and Environment. 2. 5-15. 10.4408/IJEGE.2012-02.O-01, 2012.
- Castelluccio, Mauro & Lucchetti, Carlo & Tuccimei, Paola, “*Classification Of Radon Hazard In Urban Planning Focused To Risk Management*”, Italian Journal of Engineering Geology and Environment. 2. 5-15. 10.4408/IJEGE.2012-02. O-01, 2014.
- Cazzato C, *Brevetto numero 502018000030766*, domanda presentata il 12/10/2018, depositata il 12/10/2018, numero pubblicazione BE EP2307912 del 18/07/2018.
- Dubois G., “*An overview of radon surveys in Europe*”, Radioactivity Environmental Monitoring - Emissions and Health Unit” - Institute for Environment and Sustainability - Joint Research Center - European Commission - EUR 21892 EN, 2005.
- Gazzetta Ufficiale n. 43 del 21 febbraio 2024, Supplemento Ordinario, Serie generale, 2024.
- Iakovleva V.S., Ryzhakova N.K., “*Spatial and temporal variations of radon concentration in soil air*”, Radiation Measurements, Volume 36, Issues 1–6, Pages 385-388, ISSN 1350-4487, 2003.
- Ishimori Y., Lange K., Martin P., Mayya Y.S., Phaneuf M., “*Measurement and Calculation of Radon Releases from NORM Residues*”, Report 474 IAEA, pag. 65, 2013.
- Katalin, Z.S. et al., “*Dynamics of soil gas radon concentration in a highly permeable soil based on a long-term high temporal resolution observation series*”, Journal Environmental Radioactivity. 124, 74-83, 2013.
- Mazur ed al. “*Measurements of radon concentration in soil gas by CR-39 detectors*”, Radiation Measurements 31, pp 295-300, 1991.
- Nezmal M., Matolin M., Barnet I. & Miksova J., “*The new method for assessing the radon risk of building sites*”, Czech Geological Survey Special Papers, CGS Prague, 2004.
- Ryzhakova K., “*A new method for estimating the coefficients of diffusion and emanation of radon in the soil*” - Journal of Environmental Radioactivity, 135, 63-66, 2014.
- Tanner A.B., “*Error in measuring radon soil gas by means of passive detectors*”, Nuclear Geophysics Vol. 5, pag. 25-30, 1991.
- Tommasino et al. “*An International Cooperation By Using An All-Encompassing Passive Radon Monitor*”, Radiation Protection Dosimetry, pp. 1-4, 2017.
- Tommasino L., “*Radon Film-badges versus existing passive monitors based on track etch detectors*”, Nukleonika. 55. 549-553, 2010.
- Tommasino L., Cherouati D.E., Seidel J.L., and Monnin M., “*A plastic bag sampler for passive radon monitoring*”, Nucl. Tracks Meas. 12, 681-684, 1986.

Erica Tool ed industrie NORM: verso un approccio radioprotezionistico integrato per uomo ed ambiente

Giuseppe La Verde^{1,2}, Chiara Imparato¹, Mariagabriella Pugliese^{1,2}

¹Dipartimento di Fisica "E. Pancini", Università degli Studi di Napoli Federico II, via Cinthia, 80126, Complesso Universitario di Monte Sant'Angelo, Napoli

²Istituto Nazionale di Fisica Nucleare, Sezione di Napoli, via Cinthia, 80126, Complesso Universitario di Monte Sant'Angelo, Napoli

giuseppe.laverde@unina.it

Abstract

La valutazione del rischio radiologico per le attività industriali che nei loro processi prevedono l'utilizzo di NORM (*Naturally Occuring Radioactive Material*) è cruciale per la salvaguardia della salute umana garantita dal Decreto legislativo 101/20202 e nell'ottica dell'adeguamento di queste realtà ai principi dell'Economia Circolare e della sostenibilità. Nonostante esistano linee guida anche per la radioprotezione dell'ambiente, esse non sono ad oggi recepite nelle normative nazionali o europee, se non nei casi in cui la contaminazione di altri esseri viventi non sia direttamente coinvolta nell'esposizione umana, ad esempio tramite catena alimentare. L'obiettivo di questo lavoro è stato quindi di proporre un nuovo approccio alla valutazione del rischio, che consideri sia i limiti di dose esistenti per l'uomo, sia i *Derived Consideration Reference Level* (DCRL) previsti dall'ICRP 108/08 per il biota, per ottenere risultati adeguati a garantire globalmente l'assenza di effetti avversi dovuti all'esposizione a radiazioni ionizzanti e quindi anche la sostenibilità di alcuni processi ad essa collegati. La metodologia adottata è quella descritta in RP 122 Part II, che descrive alcuni scenari espositivi. Per il calcolo della dose, è stato utilizzato *ERICA Tool* considerando dapprima matrici con concentrazioni di attività pari a 1 kBq/kg, la totalità degli organismi dell'ecosistema terrestre ed un criterio di screening pari a 10 µGy/h. Tali valori sono stati utilizzati per calcolare gli *Operational Level* (OL), valori massimi di concentrazione di attività al di sotto dei quali non vi è rischio di comparsa di effetti avversi per il biota, ottenuti dal rapporto tra il valore di screening e la dose limitante. La stessa procedura è stata eseguita utilizzando il software *RESRAD ONSITE* per la valutazione di dose all'uomo. Da un primo confronto tra gli OL per il biota (OL_B) e quelli per l'uomo (OL_U) è emerso che gli OL_B relativi a Unat, Po-210 e Th-228 sono inferiori anche di un ordine di grandezza rispetto a OL_U. Il primo risultato di questo studio integrato è stata, quindi, la proposta di un modello integrato di *risk management* che preveda un'integrazione degli OL_U con gli OL_B per i tre radionuclidi di interesse, così da garantire la radioprotezione sia per l'uomo che per il biota.

Studio annuale di flussi di radon dal suolo

Luca Carrarelli¹, Francesco Cardellini¹, Antonio De Donato¹, Luigi Rinaldi¹, Parvin Mohammadyari¹

¹ENEA-INMRI Istituto Nazionale di Metrologia delle Radiazioni Ionizzanti, via Anguillarese 301, 00123 Roma (Italia)

luca.carrarelli@enea.it

Riassunto

Questo studio si concentra sulla valutazione delle esalazioni di Rn^{222} dal suolo ed è iniziato nell'ambito del progetto europeo TraceRadon. Il nostro dispositivo è costituito da una camera di raccolta cilindrica del volume di 136 litri con una superficie di base di circa $0,25 \text{ m}^2$, all'interno del fusto è collocato un monitore per la misura del radon raccolto. Il flusso di radon viene calcolato in base alla velocità di crescita della concentrazione di radon nel fusto secondo un semplice modello esponenziale che tiene conto anche delle perdite di radon (5%-9% per ora). Prima delle prove in campo sono stati effettuati due test di laboratorio, uno nei laboratori ENEA-INMRI ed il secondo presso l'università della Cantabria (LaRUC) dove è stato realizzato un apposito "exhalation bed": un contenitore di circa 1 m^2 riempito di terreno ricco di radio. In questa occasione è stato misurato un flusso di $104 \text{ Bq h}^{-1} \text{ m}^{-2}$ in ottimo accordo con il flusso aspettato di $100 \text{ Bq h}^{-1} \text{ m}^{-2}$ ed un tasso di perdita del 9% per ora. La misura è particolarmente accurata perché si ha una crescita regolare del radon per oltre 60 ore, condizione che non si verifica mai nelle misure in campo.

Dopo le prove di laboratorio sono stati eseguiti due cicli di misure in campo, uno nel periodo estivo a Saclay e l'altro più lungo nel centro ricerche della Casaccia, che ha coperto un arco temporale di tre stagioni. Nelle misure estive a Saclay si evidenzia un marcatissimo andamento giornaliero dei flussi di radon con valori che superano i $100 \text{ Bq h}^{-1} \text{ m}^{-2}$ e tassi di perdita tra il 5% ed il 9% per ora. Va detto che l'analisi dei flussi è accurata quando si abbia una crescita regolare per almeno 12 ore mentre è quasi aleatoria quando si hanno repentini abbattimenti della concentrazione di radon.

Per le prove in Casaccia al dispositivo è stato aggiunto un misuratore di CO_2 e si è evidenziata una strettissima correlazione tra i flussi di CO_2 e quelli di radon. Per tutto il periodo del tardo autunno e dell'inverno non si è notato un marcato andamento giornaliero dei flussi di radon che spesso sono correlati alle variazioni di pressione atmosferica. I valori di flusso registrati sono molto alti, fino a $1200 \text{ Bq h}^{-1} \text{ m}^{-2}$, in conseguenza delle altissime concentrazioni di radon nel suolo, i tassi di perdita sono anche in questo caso tra il 5% ed il 9% per ora durante la crescita del radon, mentre i repentini crolli si giustificano solo con tassi di perdita del 30% per ora. Queste variazioni indicano che il flusso di radon non è solo diffusivo, ma ci deve essere anche una rilevante componente convettiva.

INTRODUZIONE:

TraceRadon è un progetto finanziato dall'Unione Europea nell'ambito del programma Horizon 2020. Lo studio dei flussi di radon dal suolo ha due campi di applicazione: da una parte permette di definire meglio il rischio radon del territorio, dall'altra il radon può essere usato come tracciante per definire i flussi di circolazione atmosferica. Il progetto, iniziato nel 2020 e con durata fino al 2024, coinvolge più di 20 istituti di ricerca e organizzazioni di diversi paesi europei.

MATERIALI E METODI DI MISURA:

Il dispositivo di misura è costituito da una camera di raccolta cilindrica, in metallo, del volume 136 litri e con una superficie di base di circa $0,25 \text{ m}^2$. Sul coperchio del cilindro è presente un piccolo collettore di sfianto del diametro interno di circa 10 mm per evitare gradienti di pressione con l'ambiente esterno e permettere eventuali flussi netti di aria da e verso il sotto-suolo.

All'interno del fusto è collocato un monitore per la misura del radon raccolto. Nelle numerose prove effettuate si sono usati due diversi strumenti: un AlphaGuard PQ2000 Pro basato su una cella a ionizzazione ad impulsi ed un Radon Mapper Tecnavia basato su cella a scintillazione di Lucas. Entrambe gli strumenti sono dotati anche dei sensori di pressione, temperatura e umidità relativa. Naturalmente i due strumenti sono debitamente tarati dal nostro istituto.

Per l'ultimo ciclo di misure realizzato nel centro di ricerche della Casaccia, a partire dal Novembre 2023, si è usato il monitore Radon Mapper che è stato dotato anche di un sensore di CO₂.

Va sottolineato che il nostro sistema di misura si può definire "statico" cioè non è dotato di un sistema di lavaggio automatico che riporti periodicamente a zero l'attività di radon raccolta nel fusto come avviene per altri dispositivi di misura dei flussi di radon. Questo, come si vedrà in seguito, comporta che per l'interpretazione dei dati raccolti non si possa usare il "modello lineare" ma solo quello esponenziale.

Figura 1 – Dispositivo per le misure di flusso



A sinistra il dispositivo per la misura di flusso collocato in campo nel centro di ricerche di ENEA Casaccia (Roma), coperto da una struttura in compensato marino per prevenire l'insolazione diretta. A destra lo strumento per la misura del radon che è dotato anche di un sensore per la misura della CO₂.

MODELLO PER IL CALCOLO DEL FLUSSO DI RADON DAL SUOLO:

Il bilancio dell'attività di radon raccolta all'interno del fusto è dato dal flusso di radon dal suolo, dal decadimento e dal tasso di perdita verso l'atmosfera e di retrodiffusione nel terreno.

$$Eq. 1: \frac{dA}{dt} = \phi S - \lambda_d A - \lambda_p A$$

Dove **A** è tutta l'attività di radon raccolta nel fusto [Bq], **Φ** è il flusso di radon [Bq h⁻¹ m⁻²], **S** è la superficie di base del fusto, **λ_d** [h⁻¹] è la costante di decadimento e **λ_p** [h⁻¹] il tasso di perdita che include la dispersione verso l'atmosfera esterna e anche la retrodiffusione verso il terreno. Naturalmente i monitori di radon forniscono la concentrazione di attività di radon **A_c** [Bq m⁻³], le equazioni n°1, 2 e 3 possono essere scritte in termini di concentrazione di attività dividendo i membri dell'equazione per **V**, il volume del fusto di accumulo.

Se il flusso di radon ed il tasso di perdite restano costanti per un certo intervallo di tempo l'andamento temporale della attività di radon nel fusto sarà adeguatamente descritto dalla seguente equazione:

$$Eq. 2: A(t) = A_0 e^{-\lambda t} + \frac{\phi S}{\lambda} (1 - e^{-\lambda t})$$

Dove $\lambda = \lambda_d + \lambda_p$

La grandezza $\frac{\phi S}{\lambda} = A_e$ è l'attività di equilibrio, cioè l'attività che si raggiungerebbe nel fusto se le condizioni restassero costanti per un lungo periodo.

Nei dispositivi dotati di un sistema di lavaggio si usano cicli di misura di breve periodo, generalmente un'ora o poco più, partendo da una attività iniziale nulla. In questo caso l'equazione n°2 può essere linearizzata ottenendo la seguente equazione:

$$Eq. 3: A(t) = \phi S t$$

In questa approssimazione lineare non compare il coefficiente λ , che rappresenta il tasso di diminuzione del radon per decadimento, fughe e retrodiffusione verso il terreno. Poiché tale coefficiente non è noto a priori l'approssimazione lineare può essere utile, ma ha dei limiti, infatti misure di breve periodo e ad attività moderate sono affette da rilevante incertezza, inoltre lo strumento resta inattivo per il tempo di lavaggio che può essere di una o due ore. Infine, il dispositivo richiesto è ovviamente più complesso.

Per questi motivi abbiamo scelto un dispositivo statico con misurazione continua della concentrazione di attività nel fusto di accumulo.

TEST DI FUNZIONAMENTO IN LABORATORIO:

Prima delle misure in campo il dispositivo è stato provato nei laboratori del centro di ricerche della Casaccia e quindi presso l'università della Cantabria (LaRUC).

TEST NEL CENTRO DI RICERCA DELLA CASACCIA:

Il primo test di laboratorio è stato effettuato nel C.R. Casaccia collocando il fusto di accumulo su un piano di alluminio e sigillando il bordo di contatto tra il piano ed il fusto con del mastice enologico (fig. 3), all'interno del fusto si è collocata una sorgente di radio di 6,5 kBq (fig. 4). In queste condizioni non si ha naturalmente il fenomeno della retrodiffusione e la perdita di attività è unicamente dovuta alle fughe di radon dal collettore di sfiato. I risultati del test sono in fig. 5.

La prima parte dei dati è ben descritta dall'equazione n°2 assumendo un tasso di perdita di 1% per ora ed un flusso di 48,9 Bq h⁻¹ m⁻² corrispondente a una attività della sorgente di 6,47 kBq in buon accordo col suo valore nominale di 6,5 kBq. Come si vede dalla fig. 5, intorno all'ora 125 si nota un cambiamento di forma della curva correlato ad un evidente diminuzione del tasso di perdita. In esame del tubo di sfiato abbiamo visto che un insetto aveva tessuto nel tubo un batuffolo di ragnatela! In queste nuove condizioni il tasso di perdita è risultato di circa 0,45 % per ora ed il flusso è risultato di 47,8 Bq h⁻¹ m⁻² con una differenza del 2,3% dalla valutazione precedente.

Fig.3 – Prova di laboratorio presso il C.R. Casaccia



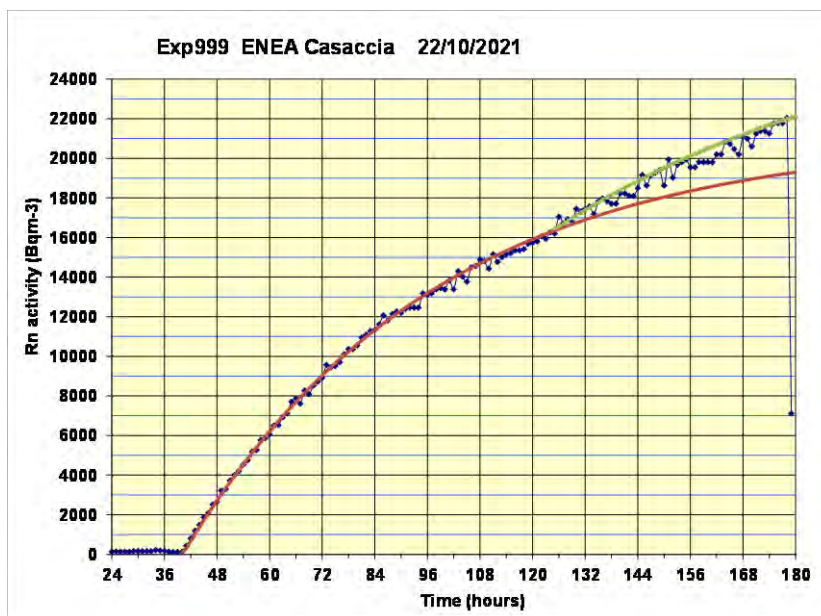
Dispositivo per la misura di flusso di radon durante i test di funzionamento nel laboratorio INMRI-ENEA del centro di ricerche di ENEA Casaccia (Roma).

Fig.4 – Sorgente di Radio a targhetta da 6,5 kBq



Sorgente di Radio a targhetta che è stata posta all'interno del dispositivo per la misura di flusso di radon (mostrato nella fig. 3).

Fig.5 – Risultati della prova di laboratorio presso il C.R. Casaccia



Nel grafico sono riportati i risultati del test nel laboratorio INMRI: il fit esponenziale ottenuto con l'equazione n°2 ben descrive l'andamento del flusso di radon: nel primo tratto (in rosso) si assume un tasso di perdita di 1% per ora ed un flusso di $48,9 \text{ Bq h}^{-1} \text{ m}^{-2}$ corrispondente a una attività della sorgente di $6,47 \text{ kBq}$ in buon accordo col suo valore nominale di $6,5 \text{ kBq}$. Nel secondo tratto (in verde) si nota una variazione della forma della curva ed una evidente diminuzione del tasso di perdita dovuta ad una parziale ostruzione della valvola di sfiato, che ha comunque permesso di valutare l'attività della sorgente con uno scarto del 2,3% rispetto alla valutazione precedente.

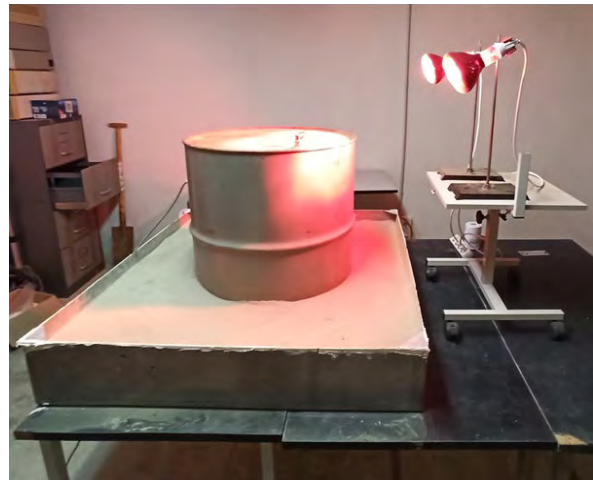
TEST NELL'UNIVERSITÀ DELLA CANTABRIA:

La funzionalità del dispositivo è stata verificata all'università della Cantabria (LaRUC) dove è stato realizzato un apposito «Exhalation bed»: una contenitore in acciaio inox da un metro quadro riempito con uno strato di 30 cm di terreno ricco di radio (circa 19 kBq/kg) proveniente da una miniera di uranio. I risultati del test sono riportati nel grafico più in basso (Fig. 8). I dati raccolti possono essere ben descritti dalla equazione n°2 con un flusso di $104 \text{ Bq h}^{-1} \text{ m}^{-2}$, in ottimo accordo col valore atteso, ed il tasso di perdita e retrodiffusione è stato del 9,5% per ora, da confrontare con l'1% che si riscontra nel test precedente dove non c'era ovviamente retrodiffusione.

Fig. 6 – «Exhalation bed» con il monitor AlphaGuard



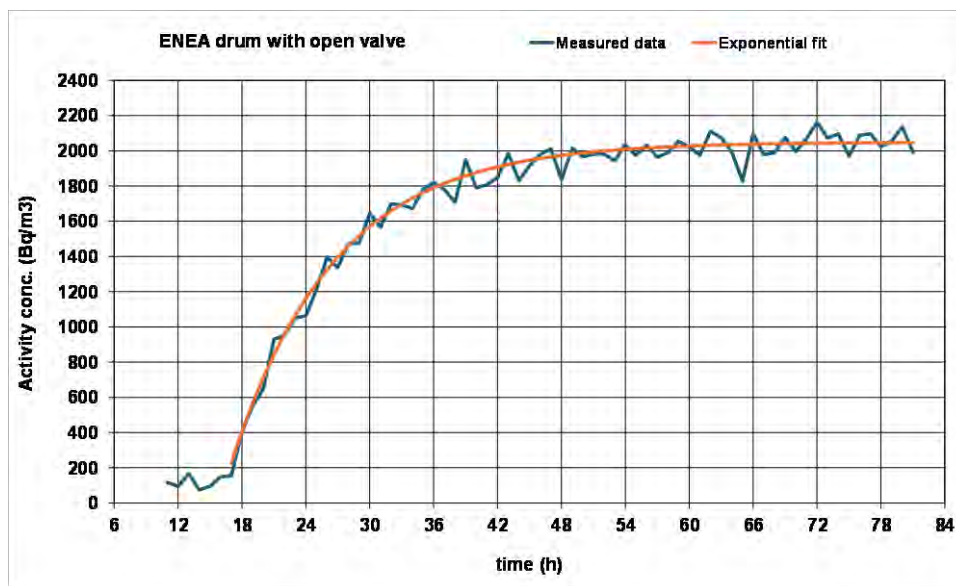
Fig. 7 Dispositivo INMRI sull'Exhalation bed.



«Exhalation bed» di circa 1 m^2 riempito di terreno ricco di radio, realizzato presso l'università della Cantabria (LaRUC) per il collaudo dei dispositivi di misura del flusso di radon, su cui è posizionato il monitor AlphaGuard.

Dispositivo INMRI sull'Exhalation bed durante le prove di funzionalità presso l'università della Cantabria (LaRUC).

Fig. 8 – Risultati misure di flusso dall'exhalation bed



La crescita dell'attività di radon nel fusto segue l'andamento previsto dall'equazione n°2.

MISURE IN CAMPO:

Nel seguito sono descritte alcune misure realizzate a Saclay ed altre effettuate nel centro di ricerche di ENEA Casaccia situato a nord di Roma, presso il lago di Bracciano, nell'area dell'antico vulcano Sabatino.

Nelle misure effettuate in campo a Saclay (Francia) è evidente un marcato andamento giornaliero dei flussi con valori tra 100 e 150 Bq h⁻¹ m⁻². La crescita del radon inizia sempre tra le 15:00 e le 16:00 e termina la mattina seguente tra le 7:00 e le 8:00 quando la temperatura sale piuttosto velocemente. Le misure sono state interpretate secondo l'equazione n°2 ed i risultati sono riportati nella tabella a lato del grafico delle misure. Nelle misure in Casaccia si trovano flussi molto più elevati, tra i 500 e i 900 Bq h⁻¹ m⁻², in quanto ci si trova in una zona vulcanica. Nelle misure in campo, difficilmente l'andamento della crescita di attività si mantiene stabile per 12 ore e l'incertezza sulla determinazione dei flussi è valutata intorno al 10%. Sia a Saclay che in Casaccia la crescita del radon può essere ben descritta dall'equazione n°2 con tassi di perdita tra il 5% ed il 9%. I repentini crolli della attività di radon nel fusto di accumulo sono spiegabili solo con tassi di perdita dell'ordine del 30% per ora di cui, tuttavia, non conosciamo la natura. Nelle nostre analisi assumiamo che in questi periodi il flusso di radon sia nullo (vedi ad esempio la tabella in fig. 9).

Fig. 9 – Misure di flusso in campo a Saclay e tabella con i risultati dell'analisi dei dati.

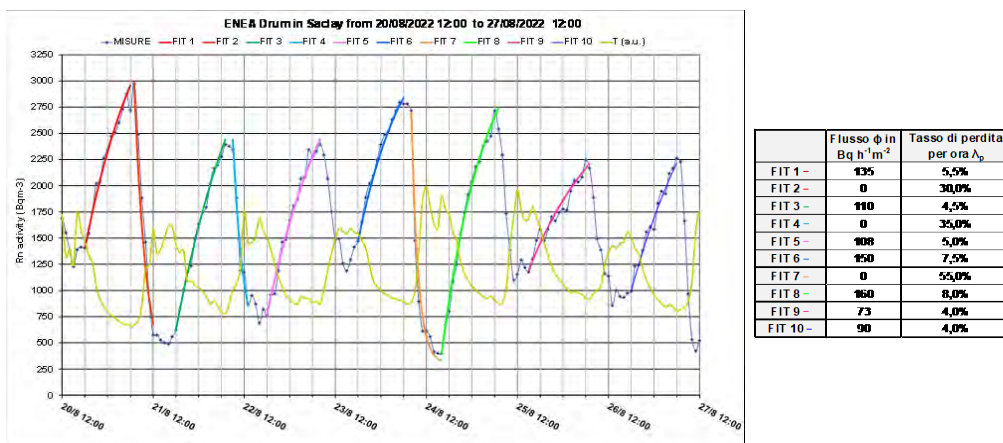
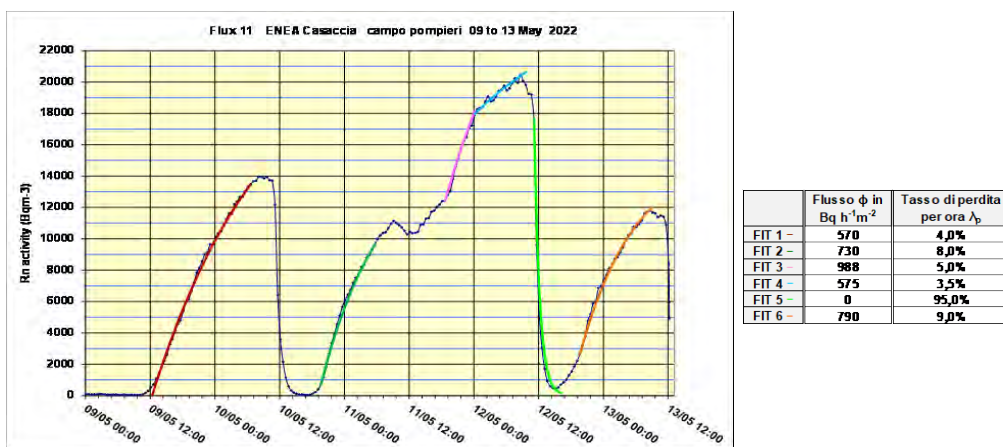


Fig. 10 – Misure di flusso in campo nel C.R. ENEA Casaccia e tabella con i risultati dell'analisi dei dati.



Nelle figure 9 e 10 sono riportati due esempi di misure raccolte rispettivamente a Saclay ed in Casaccia. Nei grafici sono anche riportati i fit che riproducono l'andamento delle misure secondo l'equazione n°2 e, nelle tabelle a fianco i risultati di questi fit.

DATI RACCOLTI:

Fig. 11 – Misure di flusso in campo nel C.R. ENEA Casaccia

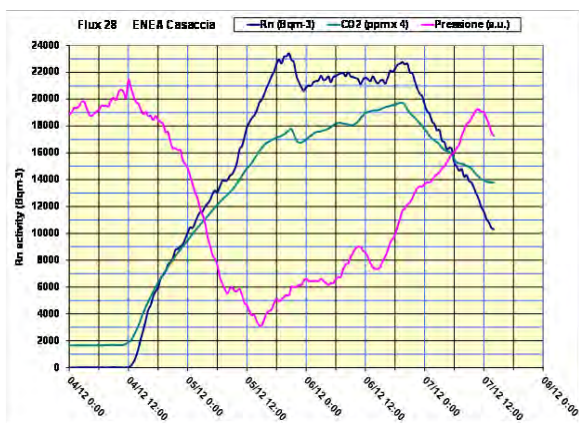


Fig. 13 – Misure di flusso in campo nel C.R. ENEA Casaccia

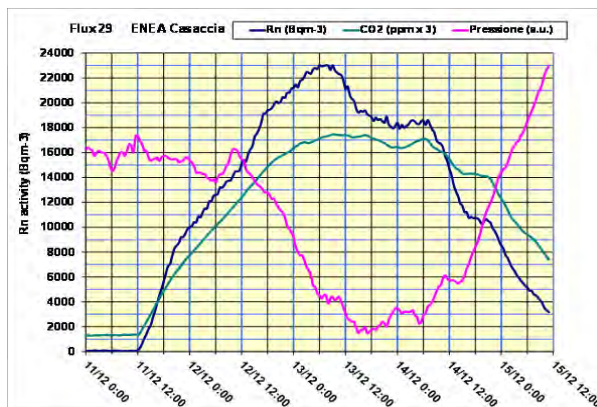


Fig. 14 – Misure di flusso in campo nel C.R. ENEA Casaccia

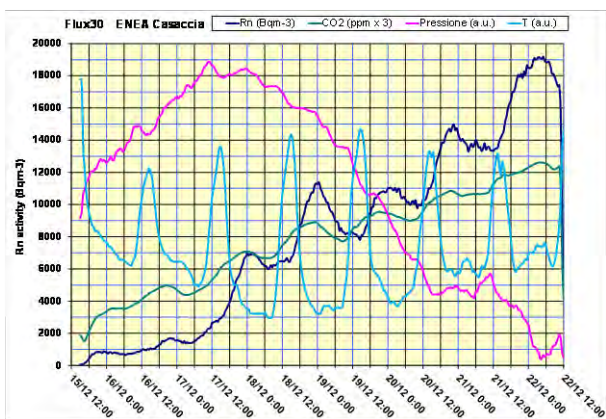
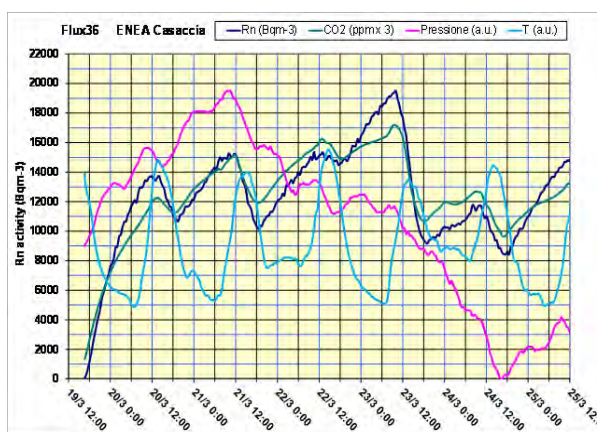


Fig. 12 – Misure di flusso in campo nel C.R. ENEA Casaccia

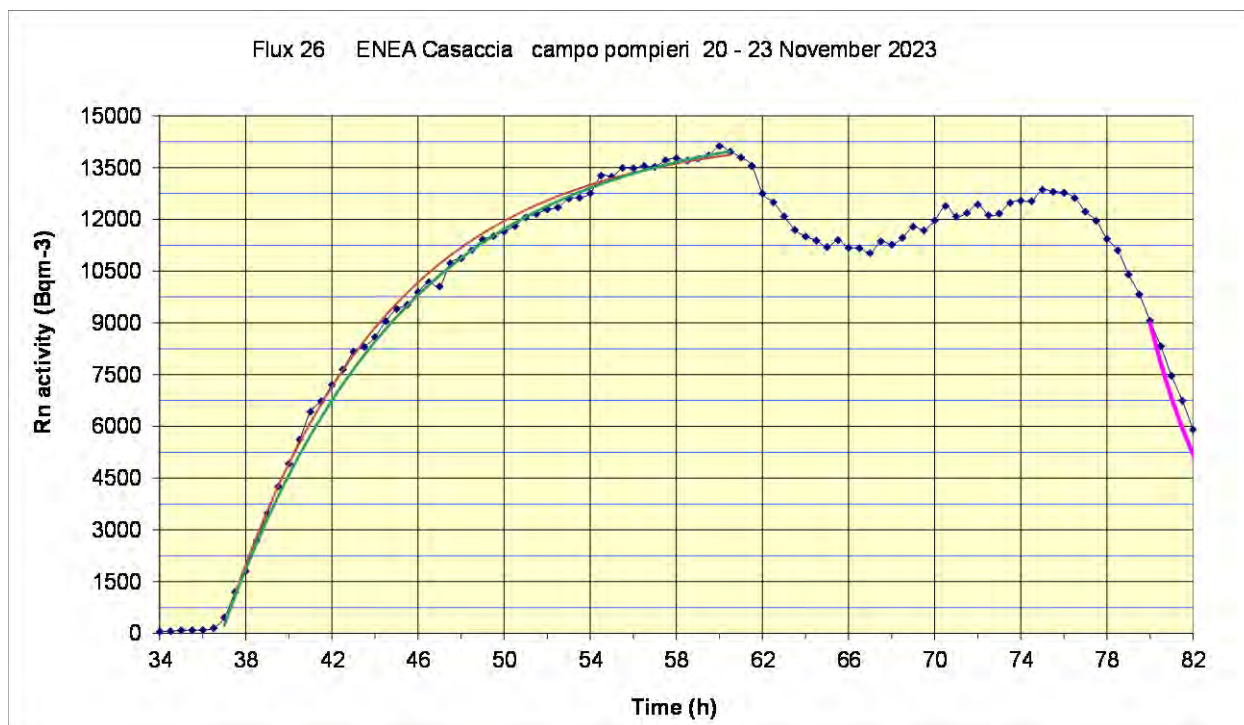


Nel Novembre 2023 si è iniziata una nuova campagna di misure nel C.R. Casaccia, in questa occasione si è coperto il fusto di accumulo con un box in compensato marino per evitare l'insolazione diretta e soprattutto si è usato un sensore di CO₂. In tutte le prove effettuate da allora si è constatato una fortissima relazione tra i flussi di radon e di CO₂, infatti, come si vede nelle figure sopra, le curve di concentrazione di CO₂ seguono quasi perfettamente gli andamenti dell'attività radon. Meno chiare sono le correlazioni con i parametri ambientali di temperatura e pressione atmosferica. Nelle misure riportate in figura 11 e 12 l'andamento della pressione è fortemente correlato con l'attività di radon, infatti, come ci si aspetta, la diminuzione di pressione atmosferica richiama dal sottosuolo aria ricca di radon e CO₂, mentre questi flussi si invertono quando la pressione atmosferica torna a salire. Tuttavia questa correlazione non si manifesta affatto in misure successive, come quelle di fig. 13 e 14. Ad oggi, i fattori che influiscono sui flussi di radon non sono ben determinati.

CONSIDERAZIONI SULL'ANALISI DEI DATI:

L'equazione n°2 che descrive la crescita dell'attività di radon ha due parametri: il tasso di perdita totale λ_p e la concentrazione di attività di equilibrio: $A_{ce} = \frac{\phi S}{\lambda_p V}$ che contiene il flusso di radon. Nelle misure in campo l'equazione n°2 ha una validità relativa perché il flusso ed i tassi di perdita non sono veramente costanti per lunghi intervalli, c'è quindi una certa arbitrarietà nella determinazione di λ_p e di A_{ce} . Per illustrare il problema e le incertezze conseguenti ci possiamo riferire al test 26 di figura 15.

Fig. 15 – Misure di flusso con esempi di fit esponenziale



In questo test si riscontra una crescita dell'attività relativamente regolare per circa 24 ore; tuttavia, la curva di crescita non segue esattamente l'equazione n°2 su tutto l'intervallo. Nella figura sono riportate due possibili interpolazioni, una più vicina ai dati prime ore di misura (in rosso) e l'altra molto adatta a descrivere le misure dopo ora 44 circa (in verde). I parametri delle due curve esponenziali sono i seguenti:

Curva 1: tasso di perdita $\lambda_p = 12,5\%$ per ora, concentrazione di equilibrio $A_{ce} = 14500 \text{ Bqm}^{-3}$.
Flusso $999 \text{ Bq h}^{-1} \text{ m}^{-2}$.

Curva 2: tasso di perdita $\lambda_p = 11\%$ per ora, concentrazione di equilibrio $A_{ce} = 14900 \text{ Bqm}^{-3}$.
Flusso $911 \text{ Bq h}^{-1} \text{ m}^{-2}$.

I flussi di radon dati dalle due curve differiscono circa del 9%. In questo caso è ragionevole scegliere un valore intermedio con una incertezza del 5% circa.

CONCLUSIONI:

Il dispositivo realizzato permette di valutare i flussi di radon solo nelle fasi di crescita del radon nel fusto di accumulo, se la crescita è regolare le incertezze possono variare tra il 5% ed il 10% in relazione alla lunghezza dei periodi di regolarità della crescita. I repentini crolli di attività che si riscontrano sono difficili da interpretare, ma si possono giustificare solo con tassi di perdita di attività dell'ordine del 25 – 35% per ora; questi valori inducono ad ipotizzare flussi netti di aria da e verso il suolo. Anche altre circostanze fanno presumere che i flussi di radon non siano solo di origine diffusiva, ma siano correlati anche a flussi netti di aria da e verso il sottosuolo. I flussi misurati in Casaccia sono notevolmente maggiori di quello riscontrato nell'exhalation bed nell'università di Cantabria (LaRUC) anche se il terreno della Casaccia ha concentrazioni di radio di circa 1 kBq/kg contro i 19 kBq/kg del terreno dell'exhalation bed. I flussi di radon sono sempre accompagnati da ingenti flussi di CO₂.

C'è in fine da considerare che l'apparato di misura può interferire con i flussi di radon, soprattutto se la misura si protrae per lungo tempo, infatti il terreno coperto dal fusto non viene asciugato dal vento e dal sole di giorno ne viene bagnato da eventuali piogge o dalla rugiada notturna. Questi effetti sono rilevanti soprattutto per il radon che diffonde dai primi 15 cm di terreno che sono quelli più soggetti ai cicli diurni di umidità e temperatura mentre influiscono meno sui flussi convettivi di origine più profonda.

IV interconfronto internazionale radon in campo per sistemi di misura attivi e passivi in differenti ambienti indoor

Enrico Chiaberto¹, Mauro Magnoni¹, Anna Prandstatter¹, Elena Serena¹, Rosamaria Tripodi¹, Filippo Berlier², Massimo Faure Ragani², Luisella Garlati³, Federica Leonardi⁴, Rosabianca Trevisi⁴, Gianfranco Minchillo⁵, Serena Mancini⁶, Andrea Mainardi⁶

¹ARPA Piemonte, via Jevris 30, 10015 Ivrea (TO)

²ARPA Valle d'Aosta, Loc. La Maladière 48 – 11020 Saint-Christophe (AO)

³Politecnico di Milano, Dipartimento di Energia, via La Masa 34, 20156 Milano

⁴INAIL – Istituto nazionale per l'assicurazione contro gli infortuni sul lavoro – Via Fontana Candida 1, 00078 Monte Porzio Catone (RM)

⁵European Commission, Joint Research Centre (JRC), Ispra (VA), Italia

⁶ONET TECHNOLOGIES ND, Stab. Italia

luisella.garlati@polimi.it

Riassunto

La partecipazione a circuiti di interconfronti tra laboratori è oramai una realtà consolidata, nonché richiesta dal D.Lgs 101/20 per i servizi di dosimetria e per i laboratori che effettuano la misura della concentrazione di radon in aria. In genere, questi esercizi si svolgono in camere radon, in condizioni controllate.

Sin dal 2014, AIRP promuove interconfronti in campo per la misura della concentrazione di radon, per consentire di valutare la risposta di dispositivi passivi e strumentazione attiva in situazioni simili a quelle in cui ci si trova ad operare nella pratica quotidiana.

Nel 2024 è stato avviato un nuovo esercizio, il quarto interconfronto promosso da AIRP, che vede la partecipazione di 36 laboratori - di cui 7 stranieri - con un totale di 55 set di dosimetri passivi (rivelatori a tracce ed elettretti in varie configurazioni) e circa 20 monitori attivi.

Le prove sono condotte in condizioni reali, intese come ambienti di vita e di lavoro, e termineranno a gennaio 2025.

Questo lavoro presenta lo schema dell'interconfronto promosso e una prima analisi dei set iscritti alle varie prove.

INTRODUZIONE

L'Associazione Italiana di Radioprotezione, interessata a promuovere iniziative a favore dell'armonizzazione delle misure in ambito radioprotezionistico, ha all'attivo l'organizzazione di tre interconfronti (ILC) in campo per la misura della concentrazione di attività di radon in aria: la prima edizione nel 2014 [1, 2], la seconda nel 2016 [3] e la terza nel 2019 [4].

La prima edizione si è caratterizzata per le alte concentrazioni e per le condizioni ambientali severe del luogo monitorato (galleria delle terme di Lurisia). La seconda edizione ha indagato gli effetti di esposizioni prolungate nel tempo in luoghi di lavoro e in ambienti domestici, in alcuni casi con la presenza simultanea di radon e di toron. La terza edizione è stata promossa con lo scopo di valutare i fattori, che possono influenzare la qualità delle misure in situazioni reali (assenza di transiti, tempi di esposizione lunghi, varie concentrazioni di radon, possibile interferenza di toron).

La partecipazione a questi precedenti esercizi è stata molto positiva, confermando l'esigenza da parte di molti laboratori di misura di partecipare a ILC, soprattutto in situazioni simili a quelle in cui si opera nella pratica quotidiana.

Forte di queste esperienze, nel 2024 AIRP ha promosso un quarto ILC in campo, con l'obiettivo di ampliare l'offerta delle prove eseguite, così da testare, tra i dispositivi passivi, gli elettretti nelle varie configurazioni di utilizzo e i monitori in continuo. Inoltre, si è data la possibilità di verificare le buste utilizzate per lo stoccaggio e per la spedizione dei dispositivi.

Alla data di stesura di questo lavoro (settembre 2024) si sono chiuse le iscrizioni e sono iniziate le esposizioni. Per tale motivo, non è possibile fornire dettagli sui luoghi delle esposizioni e sulle attività svolte dagli organizzatori ai fini di caratterizzare i siti di misura.

PROVE PROMOSSE

Con l'entrata in vigore del D.Lgs. 101/2020 [5] si ha una maggiore attenzione alla qualità dei dati dosimetrici e di misura, tra cui la valutazione della concentrazione di attività di radon in aria. Nel decreto sono indicati i requisiti che gli organismi di misura devono possedere per essere riconosciuti idonei. Tra questi requisiti minimi si richiede «*l'effettuazione di test di interlaboratorio per verificare la correttezza della misura dosimetrica e radiometrica*».

L'interconfronto promosso da AIRP è stato organizzato nell'ottica di poter testare il numero maggiore di sistemi di misura della concentrazione di radon in aria, sia attivi (monitori in continuo), sia passivi (rivelatori a tracce ed elettreti nelle varie configurazioni). Per tale motivo è stato necessario programmare esposizioni di differente durata. Si è quindi optato per suddividere l'interconfronto in quattro prove: tre dedicate ai dispositivi passivi e una dedicata ai monitori in continuo.

Mentre la prova per i monitori può avere tempi propri di inizio e di fine test, le tre prove destinate ai dispositivi passivi, oltre a condividere gli stessi luoghi di esposizione, devono avere in comune o l'inizio o la fine. Essendo più gestibile la fase di fine test, si è deciso di iniziare le prove in momenti diversi e di avere lo stesso termine.

In questo modo, si è supposto più agevole il controllo dei dispositivi inviati (numero di dispositivi, preparazione, modulistica allegata,...), ma soprattutto più facile il collocamento di nuovi dispositivi, piuttosto che togliere quelli giunti al termine dell'esposizione.

Le caratteristiche delle quattro prove sono:

- **PROVA A** (rivelatori a tracce + elettreti in configurazione LLT)
 - Due livelli di esposizione
 - 3 dispositivi per livello di esposizione
 - Durata massima di campionamento di 6 mesi
 - Start a giugno 2024
- **PROVA B** (elettreti in configurazione SLT e LST)
 - Due livelli di esposizione
 - 3 dispositivi per livello di esposizione
 - Durata massima di campionamento di 3 mesi
 - Start a ottobre 2024
- **PROVA C** (elettreti in configurazione SST)
 - Due livelli di esposizione
 - 3 dispositivi per livello di esposizione
 - Durata massima di campionamento di 1 mese
 - Start a dicembre 2024
- **PROVA D** (monitori in continuo)
 - Durata massima del monitoraggio: 30 giorni
 - Massimo due monitori a partecipante
 - Svolgimento della prova tra novembre e dicembre 2024

Per le prove A, B e C ogni partecipante può inviare due set di dispositivi.

Per verificare la tenuta delle buste "radon proof" utilizzate dai vari partecipanti, durante la prova A è data la possibilità di testare uno o più dispositivi mantenuti chiusi nella propria busta.

ADESIONI ALLE PROVE

Il IV interconfronto in campo è stato pubblicizzato tramite invio della locandina a tutti i partecipanti delle tre precedenti edizioni, oltre alla diffusione tramite il sito dei AIRP e i canali dei social dell'associazione.

Si sono iscritti 36 laboratori, di cui 29 italiani e 7 europei. In fig. 1 si mostra un confronto tra i partecipanti delle varie edizioni dell'interconfronto in campo, comprensivo della provenienza dei laboratori (italiani, EU o non EU).

Potendo ogni laboratorio inviare più set di dispositivi e/o monitori, il numero totale di set iscritti è di 74, così suddivisi:

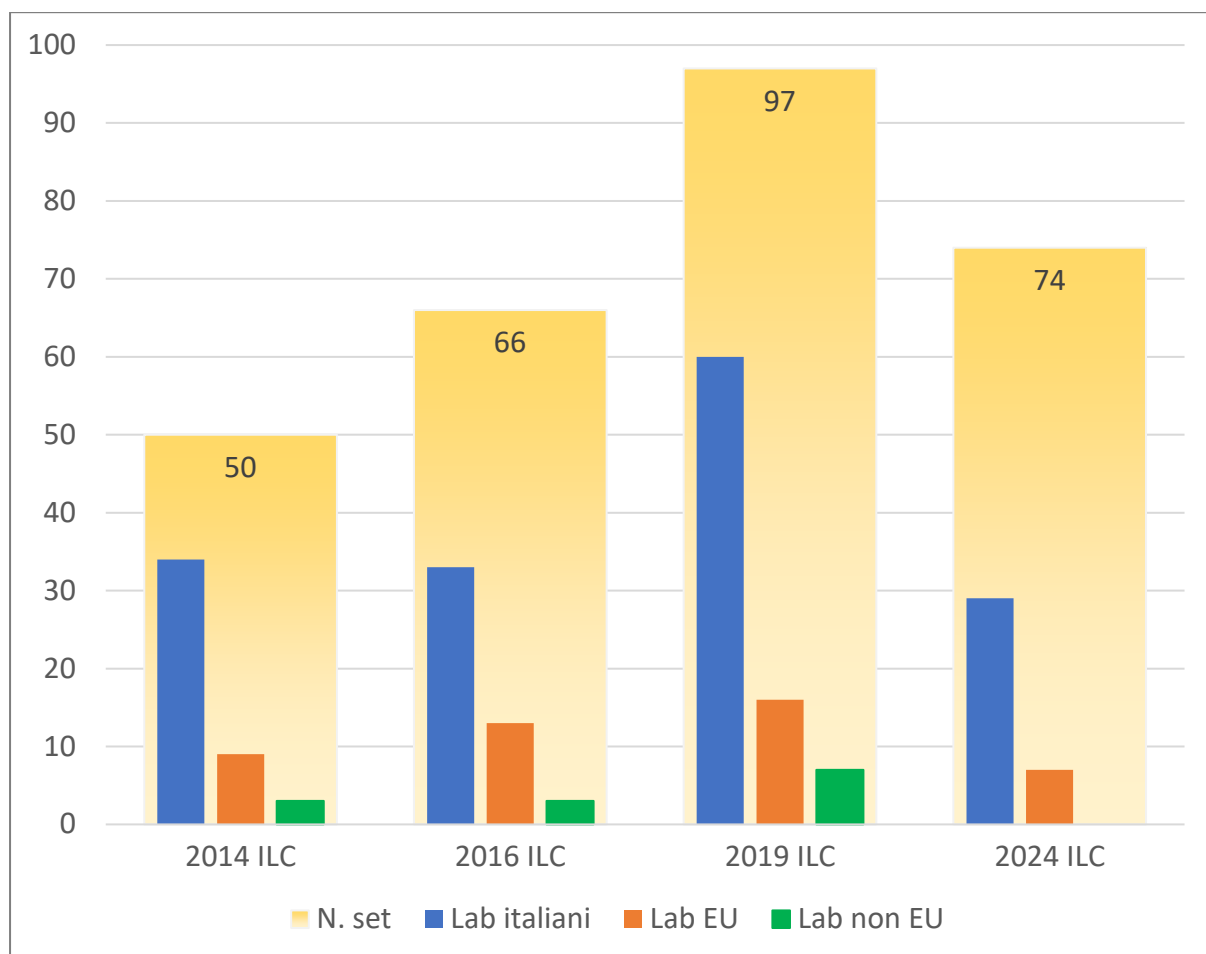
Prova A: 42 set di dispositivi
Prova B: 7 set di elettreti
Prova C: 6 set di elettreti
Prova D: 19 monitori

Si osserva una diminuzione nel numero di laboratori iscritti a questa edizione rispetto alle precedenti, con un calo particolarmente evidente tra i laboratori stranieri. Questo trend può essere spiegato, da un lato, dalla presenza di progetti europei attivi nel settore del radon e dei NORM, che hanno reso disponibili nuovi circuiti di prove interlaboratorio, anche sul campo; dall'altro, dal crescente numero di laboratori che richiedono l'accreditamento secondo la norma UNI CEI EN ISO/IEC 17025 per le misure della concentrazione di radon in aria con sistemi passivi, il che ha determinato una maggiore offerta di circuiti interlaboratorio accreditati (ILC).

Se si analizzano le iscrizioni in termini di tipologia di dispositivi (fig. 2), l'interesse resta alto per gli elettreti e per i monitori in continuo (novità dell'edizione), mentre si è avuto un calo significativo di dispositivi a CR-39 (tipologia di dispositivo utilizzato in prevalenza dai laboratori accreditati).

Questa nuova edizione non ha visto l'iscrizione di dispositivi basati su rivelatori LR115 o Makrofol.

Figura 1: Confronto tra le varie edizioni degli ILC in campo, in termini di set iscritti e di provenienza dei laboratori (italiani, EU, non EU)



L'analisi per tipologia di partecipanti (fig. 3) mostra sempre una partecipazione numerosa delle APPA/ARPA, mentre riscontra l'ingresso degli esperti di radioprotezione, soprattutto per la prova relativa ai monitori in continuo, ma anche per quelle destinate agli elettreti Short-Term, impiegati spesso in misure di screening.

Figura 2: Confronto tra le tipologie di dispositivi (CR-39, elettretti e altra tipologia) partecipanti alle varie edizioni degli ILC in campo promossi da AIRP

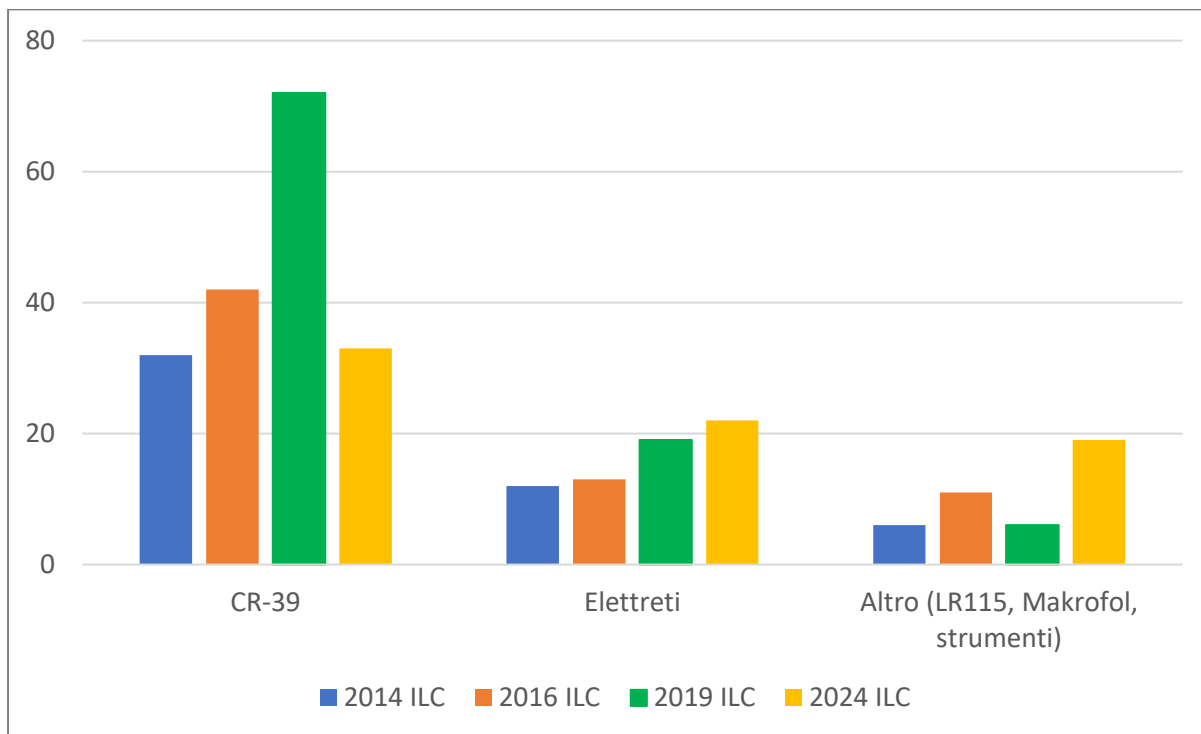
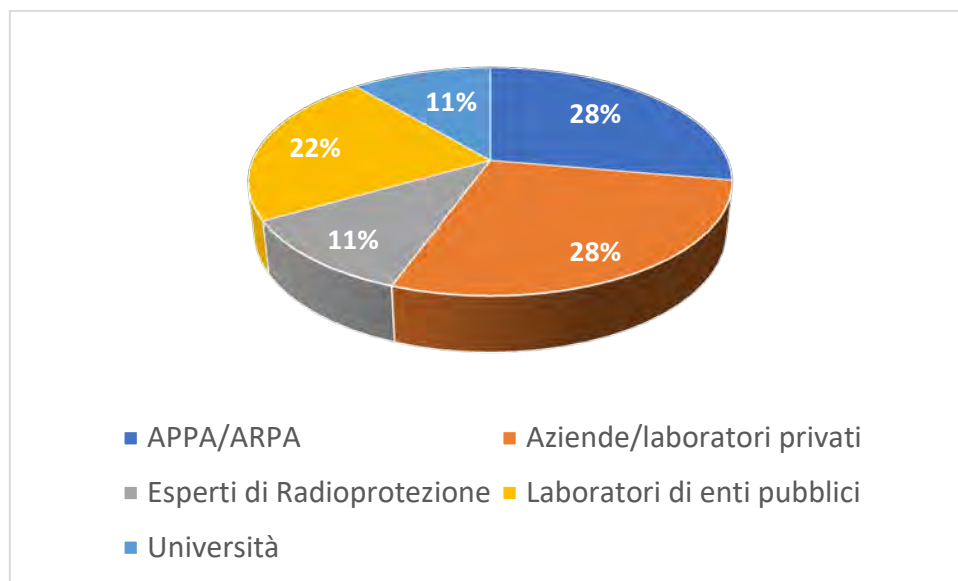


Figura 3: Analisi per tipologia dei partecipanti all'ILC in campo, edizione 2024



CONCLUSIONI

L'interesse per gli interconfronti in campo per le misure di radon in aria resta sempre elevato, in virtù delle condizioni di esposizioni simili a quelle di operatività dei laboratori e degli operatori o degli esperti di radioprotezione.

Questa nuova edizione dell'interconfronto in campo risente dei cambiamenti legislativi e di un'offerta maggiore di interconfronti, seppur spesso condotti in laboratorio.

Contrariamente a quanto atteso dagli organizzatori, la possibilità di testare più configurazioni di elettretti non ha comunque favorito le iscrizioni, sebbene sia aumentato il numero di set di elettretti inviati. La prova per i monitori in continuo ha riscontrato un discreto successo d'iscrizioni.

Le prove sono in corso e avranno termine a gennaio 2025, con successiva emissione del report dell'interconfronto.

BIBLIOGRAFIA

- [1] Cardellini, F. et al., *Main results of the international intercomparison of passive radon detectors under field conditions in Marie Curie's tunnel in Lurisia (Italy)*. Nukleonika. 61 (3), 251-256, (2016)
- [2] Cardellini, F. et al., *Metrological aspects of international intercomparison of passive radon detectors under field conditions in Marie Curie's tunnel in Lurisia*. Nukleonika, 61 (3), 257-261 (2016)
- [3] Berlier, F. et al., *Main results of the second AIRP international radon-in-field intercomparison for passive measurement devices*. Radiation Measurement. 128 (10), 106177 (2019)
- [4] Chiaberto, E. et al., *3rd international radon-in-field intercomparison for passive devices: workplaces and dwellings - FINAL REPORT*. ISBN 978-88-88648-49-1, <https://www.airp-asso.it/?p=4643>
- [5] Decreto Legislativo 31 luglio 2020, n. 101, *Attuazione della direttiva 2013/59/Euratom, che stabilisce norme fondamentali di sicurezza relative alla protezione contro i pericoli derivanti dall'esposizione alle radiazioni ionizzanti* [...]

Metodologia per una stima realistica del livello di esenzione in termini di dose efficace per gli individui della popolazione nei casi di allontanamento di residui NORM in discarica

Gabriele Pratesi¹, Flavio Trotti², Silvia Bucci¹, Matteo Archimi¹, Elena Caldognetto², Davide di Summa³, Francesca Duchi⁴, Liberato Ferrara³, Giuseppe La Verde⁵, Federica Leonardi⁴, Daniela Lunesu⁶, Cristina Nuccetelli⁷, Ilaria Peroni¹, Mariagabriella Pugliese⁵, Rosella Rusconi⁶, Rosabianca Trevisi⁴, Raffaella Ugolini², Gennaro Venoso⁷

¹ARPAT, via Ponte alle Mosse 211, 50144 Firenze; g.pratesi@arpat.toscana.it

²ARPAV, via Dominutti 8, 37135 Verona

³Dipartimento di Ingegneria Civile e Ambientale, Politecnico di Milano

Piazza Leonardo da Vinci 32, 20133 Milano

⁴INAIL – Istituto nazionale per l'assicurazione contro gli infortuni sul lavoro – Via Fontana Candida 1, 00078 Monte Porzio Catone (RM)

⁵Dipartimento di Fisica “E. Pancini” Università degli Studi di Napoli Federico II

⁶ARPA Lombardia, via Renato Donatelli 5, 20162 Milano

⁷ISS - Istituto Superiore di Sanità, Viale Regina Elena 299, 00161 Roma

Abstract

I residui delle industrie NORM destinati alla discarica superano spesso i livelli di allontanamento in termini di concentrazione di attività stabiliti dalla normativa italiana in materia. La valutazione del rispetto del livello di esenzione in termini di dose efficace richiede l'impiego di modelli e parametri che fanno di norma riferimento al documento RP 122 parte II, o a scenari e modelli non standardizzati che possono presentare rilevanti difficoltà nella applicazione da parte di soggetti diversi.

In questo lavoro viene presentata la valutazione dei livelli di esenzione per i residui in discarica rimodulando i parametri descrittivi degli scenari per i segmenti delle serie naturali di U-238 e Th-232 e per K-40 riportati nel documento RP 122 parte II.

Rispetto al modello RP 122 parte II vengono proposti semplici fattori di modulazione (percentuale di residui NORM sul totale, distanza delle abitazioni dal sito di smaltimento, permanenza o meno sulla discarica, ecc.) per ricavare livelli di allontanamento meno conservativi e a nostro parere più realistici.

L'applicazione della metodologia generale è illustrata attraverso casi di studio di particolare interesse strategico per l'approvvigionamento energetico, ovvero la produzione di gas e petrolio, la produzione di energia geotermica e le centrali a carbone, sulla base di dati non elaborati in precedenza; insieme ai casi già affrontati (ENA 2024), la metodologia risulta applicata a tutti i principali settori industriali soggetti al D.Lgs. 101/20 e s.m.i. per la presenza di radionuclidi naturali.

Monitoraggio ambientale di una discarica di ceneri di carbone

Ilaria Peroni¹, Silvia Bucci¹, Matteo Archimi¹, Massimo Guazzini¹, Andrea Iacoponi¹, Gabriele Pratesi¹, Domenico Vicchio¹

¹ARPAT, via Ponte alle Mosse 211, 50144 Firenze
i.peroni@arpat.toscana.it

Riassunto

Fra i settori industriali con presenza di NORM disciplinati dal D. Lgs 101/20 e s.m.i. sono comprese le centrali elettriche a carbone per quanto riguarda la manutenzione di caldaie. Infatti, a causa del processo di combustione, i radionuclidi naturali presenti nel carbone si concentrano nelle ceneri dove i valori di concentrazione di attività più alti sono assunti dai radionuclidi volatili come piombo-210 e polonio-210.

Per quanto la presenza di centrali a carbone in esercizio sia attualmente molto limitata sul territorio nazionale, sono invece presenti numerose discariche in cui sono state conferite nel tempo le ceneri di carbone. Una gestione adeguata delle discariche è pertanto necessaria, anche al fine di tenere sotto controllo l'eventuale impatto radiologico sull'ambiente e la popolazione.

In Toscana, in provincia di Massa Carrara è presente una discarica, ormai chiusa, dove in passato sono state conferite ceneri della centrale a carbone E. Montale di La Spezia; nell'ambito del monitoraggio post chiusura della discarica, è stato richiesto al gestore un piano di campionamenti e analisi anche al fine di valutare l'eventuale impatto ambientale dei radionuclidi contenuti nelle ceneri.

INTRODUZIONE

Le centrali elettriche a carbone sono inserite fra i settori industriali che comportano l'impiego di materiali contenenti radionuclidi presenti in natura e che possono determinare un livello di esposizione per lavoratori e individui della popolazione non trascurabile dal punto di vista della radioprotezione per l'attività di manutenzione delle caldaie (Tabella II-1, All. II al D.Lgs. 101/2020).

E' noto infatti che tracce di radionuclidi delle serie radioattive naturali di torio-232 e di uranio-238, presenti nel carbone, si possono concentrare nei rifiuti a seguito del processo di combustione. In particolare, nelle ceneri leggere sono riportati fattori di concentrazione della radioattività fino a 4 o 5 volte rispetto alla materia naturale, per uranio-238 e radio-226, e fino a più di un ordine di grandezza per quanto riguarda i radionuclidi più volatili, come piombo-210 e polonio-210 [Trotti, 2015]. I rifiuti del processo di combustione possono dunque presentare concentrazioni di radioattività anche 2-3 ordini di grandezza superiori alla radioattività dei suoli e possono rilasciare radioattività se dilavati dall'acqua.

Per quanto la presenza di centrali a carbone in esercizio sia attualmente molto limitata sul territorio nazionale (6 impianti nel censimento del 2022, [Trevisi, 2023]), sono invece presenti numerose discariche in cui sono state conferite nel tempo le ceneri di carbone.

In Toscana, in comune di Podenzana (MS) è presente una ex-discarica (discarica Pagliadiccio), che, nel passato è stata utilizzata anche per il conferimento anche di rifiuti dal processo di combustione della centrale ENEL *Eugenio Montale* di La Spezia (fig.1).

Nell'ambito del monitoraggio prescritto a seguito della chiusura della discarica, le analisi effettuate sulla matrice acqua a febbraio 2020 avevano mostrato incrementi significativi della concentrazione di metalli. Questa evidenza aveva suggerito l'estensione delle valutazioni analitiche anche al contenuto di sostanze radioattive, per la presenza delle ceneri di carbone fossile nella discarica.

Pertanto, è stato elaborato e realizzato un piano di monitoraggio che comprendeva il corso d'acqua che sottopassa la discarica e due pozzi privati nella zona a valle della discarica stessa.

Figura 1 – Centrale ENEL “E. Montale” – La Spezia



Le ceneri presenti nella ex-discarica di Pagliadiccio configurano una situazione che viene inquadrata dall'art.198, lettera a), punto 1), del D. Lgs.101/2020 (esposizione esistente), in quanto l'eventuale esposizione è causata da una contaminazione radioattiva derivante da attività in precedenza non disciplinata dalla normativa di radioprotezione. Per questa tipologia di esposizione, ai sensi dell'art. 200 D.Lgs. 101/2020, ARPAT deve valutare la dose agli individui della popolazione derivante dalla situazione individuata e comunicare alla Regione gli esiti delle valutazioni.

L'attività è stata svolta anche nell'ambito del progetto di ricerca progetto *INAIL BRiC 2022 ID37¹* (NORMA) (Pugliese, 2023), tuttora in corso e in conclusione nel 2025.

Figura 2 – Discarica di Pagliadiccio, Podenzana (MS) -



Discarica A in giallo, discarica B in verde

¹ *BRiC 2022 ID37 NORMA (Naturally Occurring Radioactive Materials Activities): attività per lo sviluppo di strategie tecnico-scientifiche e socioeconomiche per una efficace implementazione della normativa di radioprotezione (INAIL, Università di Napoli, ISS, ARPAT, ARPAV, ARPA Lombardia, Politecnico di Milano)*

LA DISCARICA

La discarica Pagliadiccio consta di due aree, entrambe esaurite (fig. 2):

- Discarica A, attiva fino al 1985, destinata allo smaltimento di ceneri derivanti da combustione di carboni fossili per la produzione di energia elettrica della centrale ENEL;
- Discarica B, attiva fino al 1996, destinata allo smaltimento di sovralli provenienti dall'impianto di compostaggio sito nella Zona Industriale Apuana.

Il corpo discarica ricopre il luogo entro il quale scorreva un affluente del fosso Sant'Andrea. Tale affluente è stato completamente intubato entro un canale che attraversa il corpo discarica e restituisce le acque a valle. Con recenti lavori di bonifica, conclusi nel 2013, il corpo discarica è stato impermeabilizzato dalle piogge, realizzando una copertura multistrato per una rinaturalizzazione dell'area.

MATERIALI E METODI

CAMPIONAMENTI

A partire da dicembre 2020 fino a marzo 2024, sono stati effettuati prelievi di acque superficiali e sotterranee da 6 punti di campionamento (fig.3):

- i piezometri denominati S1 e S2, posti all'interno della discarica² (9 prelievi);
- le postazioni di verifica delle acque superficiali poste immediatamente prima e dopo il by-pass che attraversa l'insediamento, denominate rispettivamente AS2 e AS1 (10 prelievi);
- due pozzi d'acqua privati, situati nelle vicinanze della discarica, indicati P3 e P4 (8 prelievi).

Figura 3 – Punti di prelievo delle acque superficiali e sotterranee



² I piezometri S1 e S2 non sono configurati per raggiungere la falda acquifera sottostante la discarica; pertanto, il campione prelevato non è classificabile come acqua sotterranea ma è di fatto assimilabile al percolato di discarica.

I campioni sono stati prelevati in taniche da 5 litri o in bottiglie in HDPE da 1 litro in funzione dei parametri da misurare e successivamente analizzati indipendentemente dal laboratorio ARPAT e dal laboratorio consulente del Comune di Podenzana.

ANALISI

Sono state effettuate analisi di spettrometria gamma ad alta risoluzione con rivelatore al germanio (HPGe) con metodo (UNI 11665:2023), di scintillazione liquida con scintillatore Ultra Low Level Quantulus 1220 per la determinazione dell'attività alfa e beta totale (UNI 11704:2019), del Ra-226 (ISO 13165-1:2013), e ICP-MS (UNI EN ISO 17294-2: 2016) per la determinazione degli isotopi dell'uranio.

Su incarico del Comune di Podenzana sono state anche effettuate analisi di spettrometria alfa per la determinazione del polonio-210.

Tutte le analisi effettuate sono state svolte da laboratori accreditati.

RISULTATI

In tabella (tab. 1) sono riportate le concentrazioni medie, i valori minimo e massimo di attività in mBq/l dei radionuclidi analizzati nei campioni prelevati nelle quattro fasi del monitoraggio (2020 – 2024).

Tabella 1 – Concentrazioni di attività in mBq/l dei radionuclidi analizzati nei campioni prelevati nelle quattro fasi del monitoraggio. I valori medio, minimo e massimo sono calcolati considerando sia i risultati di ARPAT che del laboratorio consulente del Comune di Podenzana.

PIEZOMETRI S1 E S2	Alfa totale	Beta totale	Ra-226	U-238	U-235	U-234	Pb-210
VALORE MEDIO	122 ± 43	243 ± 41	< 12	58,8 ± 7,8	2,6 ± 0,9	64,6 ± 8,3	30 ± 15
VALORE MINIMO	66	220	< 12	53,3	2,4	56,7	16
VALORE MASSIMO	130	266	< 12	68,9	3,1	70,4	46

AS2 - A MONTE DI-SCARICA	Alfa totale	Beta totale	Ra-226	U-238	U-235	U-234	Pb-210
VALORE MEDIO	< 40	< 103	< 10	3,6 ± 0,8	< 0,2	6,5 ± 1,2	23 ± 7
VALORE MINIMO	< 40	< 103	< 10	3,6	< 0,2	6,5	19
VALORE MASSIMO	< 40	< 103	< 10	3,6	< 0,2	6,5	25

AS1 - A VALLE DI-SCARICA	Alfa totale	Beta totale	Ra-226	U-238	U-235	U-234	Pb-210
VALORE MEDIO	39 ± 21	370 ± 118	< 20	11,6 ± 3,8	< 1,6	12,1 ± 3,9	17 ± 6
VALORE MINIMO	22	290	< 20	6,4	< 1,6	8	17
VALORE MASSIMO	57	450	< 20	15	< 1,6	15,5	17

POZZI 3 E 4	Alfa totale	Beta totale	Ra-226	U-238	U-235	U-234	Pb-210
VALORE MEDIO	25 ± 7	105 ± 64	< 11	6,4 ± 5,6	0,7 ± 0,3	8,7 ± 5,4	14 ± 6
VALORE MINIMO	20	60	< 11	3,5	0,7	5,6	12
VALORE MASSIMO	29	150	< 11	17,3	0,7	18,8	16

Dai valori misurati riportati in tabella 1, si può dedurre che:

- i valori più alti di concentrazione di attività degli isotopi di uranio e di piombo-210 sono rilevati nei punti S1 e S2 e la presenza delle ceneri di carbone conferite in discarica sono all'origine del contenuto di radioattività naturale più alta misurata;
- i valori di attività degli isotopi di uranio nell'acqua superficiale a valle della discarica sono più alti (da 2 a 3 volte) dei valori misurati nell'acqua superficiale immediatamente a monte della discarica;

- nei campioni a valle della discarica sono stati misurati i valori più alti di attività beta totale (massimo 0,45 Bq/kg), che sono da ricondurre principalmente all'attività di K-40 (massimo 0,38 Bq/kg), e sono compatibili sia con l'eventuale impiego di fertilizzanti nei terreni circostanti al punto di prelievo che con la presenza di K-40 nelle ceneri di carbone presenti nella discarica;
- nell'acqua sotterranea prelevata nei pozzi a valle della discarica, tranne che nel campione prelevato il 27/10/2022, i valori di attività dei radionuclidi naturali sono tutti comparabili a quelli dell'acqua superficiale a monte della discarica.

VALUTAZIONE DI DOSE

La metodologia³ di valutazione della dose agli individui della popolazione si basa sul metodo di calcolo dei livelli di allontanamento per il conferimento in discarica presentato nella Radiation Protection 122 parte 2 (di seguito RP122), adeguando gli scenari espositivi al contesto in esame. Infatti, la RP122 deriva i livelli di allontanamento (CL) per ogni radionuclide o segmento delle catene dell'U-238 e del Th-232 e per il K-40, e per diversi tipi di materiale coinvolto (rock, ash, sand slag), sulla base di specifici scenari per l'esposizione di lavoratori e persone del pubblico, tali per cui la dose efficace individuale che ne risulta è pari a 0,3 mSv/anno.

Limitandosi all'allontanamento in discarica, la RP122 considera lo scenario del lavoratore della discarica che riceve e sistema il residuo nel sito (scenario 4.2.5) e quello dei residenti in una casa prossima alla discarica (scenario 4.3.2).

Nel caso in esame la discarica è ormai chiusa, perciò non viene considerato lo scenario relativo ai lavoratori, ma viene presa in considerazione esclusivamente la valutazione di dose per i residenti in una casa prossima alla discarica (scenario 4.3.2). In tale scenario, la RP122 considera una discarica non ricoperta e riempita di residui NORM (Naturally occurring radioactive materials) al 100%, con una casa posta a 25 m da essa (confine del terreno di pertinenza a 20 m dalla discarica). I quantitativi stoccati di residuo sono molto elevati, pari a 1 milione di metri cubi di materiale.

Si ipotizzano inoltre tre sotto scenari:

1. lo stazionamento direttamente sul cumulo di residui,
2. la permanenza all'interno dell'abitazione,
3. la permanenza e l'uso del terreno limitrofo all'abitazione.

Le vie di esposizione esaminate sono l'irraggiamento esterno in ciascuno dei sotto scenari suddetti, l'inalazione di particolato risospeso e l'ingestione diretta sopra la discarica, l'inalazione della polvere depositata sul terreno intorno alla casa e l'ingestione secondaria dovuta alla deposizione della polvere su frutta e verdura coltivate in situ e dovuta all'uso irriguo di acqua di contaminata da radioattività proveniente dal residuo NORM confinato nella discarica. Va evidenziato che, come indicato dalla RP122, si assume che la frazione di frutta e verdura consumata proveniente dalla produzione locale (e quindi potenzialmente contaminata), è pari al 50%, per tenere di conto che la produzione è comunque legata alla stagione. Oltre a questo, il documento di riferimento considera anche un fattore di riduzione pari al 50% dovuto alla modalità di preparazione dei cibi, nel quale tipicamente si evita di utilizzare la buccia della frutta e di alcune verdure.

ADEGUAMENTO ALLO SCENARIO ESPOSITIVO

La ex-discarica Pagliadiccio è limitrofa al centro abitato, con distanze delle prime case entro 50 m dalla discarica; tuttavia, le ceneri conferite sono state ricoperte e la discarica è recintata; non si verifica dunque la dispersione di ceneri in aria, né la discarica risulta accessibile a persone del pubblico che possono stazionare sulla stessa. In conseguenza di ciò, la valutazione effettuata per lo scenario 4.3.2 deve essere adattata al contesto escludendo il contributo di inalazione dovuto alla dispersione in aria di polveri contaminate e ingestione diretta delle polveri, oltre al contributo di irraggiamento dovuto allo stazionamento sulla discarica non ancora ricoperta.

³ Il metodo di calcolo è oggetto di studio sia nell'ambito del progetto di ricerca NORMA finanziato da INAIL, che della Rete Tematica 24 del SNPA di cui fanno parte tutte le ARPA/APPA.

L'unico contributo che risulta adeguato al contesto in esame è dato dall'ingestione secondaria di radionuclidi, dovuta al consumo di frutta e verdura coltivate in situ e irrigate con acque contaminate da radioattività proveniente dal residuo NORM confinato nella discarica. In questo scenario le vie di esposizione sono l'assorbimento diretto da parte dell'apparato radicale della pianta e la deposizione sulla superficie di frutta e verdura.

Nella valutazione di dose all'individuo rappresentativo della popolazione dovuta a ingestione secondaria, come precedentemente indicato, si è considerato un consumo pari al 50% di prodotti locali sul totale dei prodotti consumati e un fattore di riduzione pari al 50% dovuto alla modalità di preparazione dei cibi.

Sono stati presi in considerazione i contributi dei seguenti radionuclidi:

- U in composizione isotopica naturale, in quanto le misure di concentrazione di attività di uranio confermano l'abbondanza isotopica naturale degli isotopi di uranio;
- il segmento di catena denominato Ra-226+, cioè Ra-226 all'equilibrio con i prodotti di decadimento a vita breve del radon-222;
- il segmento di catena denominato Pb-210+, cioè il Pb-210 all'equilibrio con il Bi-210;
- il segmento di catena denominato Ra-228+, rappresentato dalla misura di Ac-228 eseguita in spettrometria gamma;
- il segmento di catena denominato Th-228+, rappresentato dalla misura di Pb-212 eseguita in spettrometria gamma.

Per tutti questi radionuclidi è stato utilizzato il valore di concentrazione di attività (o la minima attività rilevabile) massimo nelle acque, superficiali e sotterranee, a valle della discarica.

In tabella (tab. 2) sono riportati i valori di dose così determinati; nella stessa tabella sono riportati i valori di dose calcolati considerando anche il contributo di Po-210, un radionuclide emettitore alfa non determinato, ma presente nelle ceneri allontanate in discarica.

Dai dati riportati in tabella 2 si osserva che la valutazione di dose all'individuo rappresentativo della popolazione per lo scenario esaminato e per tutte le fasce d'età risulta sempre inferiore a 10 $\mu\text{Sv/a}$.

Anche con l'ipotesi più cautelativa di un consumo pari al 100% di frutta e verdura prodotta localmente e senza tenere conto del fattore di diluizione per la preparazione del cibo, si raggiunge il valore di 10 $\mu\text{Sv/a}$ soltanto per la fascia di età 12-17 a, mantenendosi sempre a valori inferiori per tutte le altre fasce d'età.

Dati i fattori estremamente cautelativi adottati, si ritiene dunque che l'impatto radiologico dovuto alla discarica di ceneri risulti non significativo.

Tabella 2 - Contributi parziali e totali di dose attribuiti dalla ingestione secondaria di alimenti contaminati.

Popolazione/Fascia d'età (a)	U-nat (mSv/a)	Ra-226+ (mSv/a)	Pb-210+ (mSv/a)	Po-210 (mSv/a)	Ac-228 (da Ra228+) (mSv/a)	Pb-212 (da Th228+) (mSv/a)	Totale (mSv/a)
<1	7.70E-06	4.14E-05	1.52E-04	4.19E-04	2,64E-04	3,19E-05	9,15E-04
1-2	1.70E-05	5.09E-05	3.90E-04	8.50E-04	3,01E-04	3,18E-05	1,64E-03
2-7	2.24E-05	6.57E-05	4.75E-04	8.50E-04	3,60E-04	3,53E-05	1,81E-03
7-12	2.75E-05	1.27E-04	6.16E-04	7.53E-04	6,19E-04	3,78E-05	2,18E-03
12-17	3.04E-05	2.70E-04	6.98E-04	5.25E-04	9,53E-04	3,05E-05	2,51E-03
>17	2.40E-05	1.46E-04	2.99E-04	4.64E-04	1,46E-04	1,67E-05	1,09E-03

La concentrazione di attività per il Po-210 è stata assunta uguale a quella del Pb-210.

CONCLUSIONI

Le centrali elettriche a carbone sono state inserite fra i settori industriali che comportano l'impiego di materiali contenenti radionuclidi presenti in natura e che possono determinare un livello di esposizione per lavoratori e individui della popolazione non trascurabile dal punto di vista della radioprotezione per l'attività di manutenzione delle caldaie (Tabella II-1, All. II al D.Lgs. 101/2020). Le ceneri presenti nella ex-discarica di Pagliadiccio, Podenzana (MS) configurano quindi una situazione che viene inquadrata dall'art.198, lettera a), punto 1), del D.Lgs.101/2020 (esposizione esistente), in quanto l'eventuale esposizione è causata da una contaminazione radioattiva derivante da attività del passato che non sono mai state sottoposte a controlli amministrativi o che non sono state disciplinate dalla normativa di radioprotezione. Per questa tipologia di esposizione, ai sensi dell'art. 200 D.Lgs. 101/2020, ARPAT deve valutare la dose agli individui della popolazione derivante dalla situazione individuata e comunicare alla Regione gli esiti delle valutazioni. In tale contesto, ai fini della valutazione dell'eventuale impatto radiologico dato dalla presenza di ceneri di carbone conferite nell'ex-discarica di Pagliadiccio, è stato concordato e attuato con il gestore un piano di monitoraggio comprensivo del corso d'acqua che sottopassa la discarica e di due pozzi privati nella zona a valle della discarica stessa.

Il lavoro presenta i risultati del monitoraggio: le concentrazioni medie, i valori minimo e massimo di attività dei radionuclidi analizzati indipendentemente da ARPAT e dal laboratorio incaricato dal Comune di Podenzana (MS) nei campioni prelevati in sei diversi punti di prelievo nelle quattro fasi del monitoraggio (2020 – 2024). Con i dati disponibili, è stata effettuata la valutazione di dose agli individui della popolazione mediante una metodologia che si basa sul metodo di calcolo dei livelli di allontanamento per il conferimento in discarica presentato dalla RP122, adeguando gli scenari espositivi al contesto in esame.

Sulla base delle misure e delle valutazioni effettuate, è emerso che:

- la presenza delle ceneri di carbone conferite in discarica sono all'origine del contenuto di radioattività naturale più alta misurata (concentrazione di attività degli isotopi di uranio e di piombo-210 più alta nei campioni dai piezometri S1 e S2 rispetto agli altri punti di campionamento);
- i valori di attività degli isotopi di uranio nell'acqua superficiale a valle della discarica (AS1) sono più alti (da 2 a 3 volte) dei valori misurati nell'acqua superficiale immediatamente a monte della discarica (AS2);
- la valutazione di dose all'individuo rappresentativo della popolazione per lo scenario esaminato e per tutte le fasce d'età risulta sempre inferiore a 10 $\mu\text{Sv/a}$.

Pertanto, si può concludere che la presenza della discarica di ceneri di carbone determina un impatto radiologico trascurabile. Tuttavia, l'aver evidenziato un impatto radiologico su alcune matrici ambientali, seppure limitato, suggerisce la necessità di tenere sotto controllo la cesione di radioattività al fine di assicurare che tale valutazione sia confermata nel tempo.

Bibliografia

Trotti, F.; Caldognetto, E.; Garavaglia, M.; Giovani, C.; Rusconi, R.; Chiaberto, E.; Serena, E.; Magnoni, M.; Bucci, S.; Peroni, I.; et al. *Valutazione di Impatti Radiologici da NORM*; Ministero dell'Ambiente e della Tutela del Territorio e del Mare: Roma, Italia, 2015; Task 03.02.01. <https://www.isprambiente.gov.it/files/snpa/consiglio-federale/Task03.02.01ValutazioneimpattodaNORM Rev.13.pdf>.

Trevisi R. et al., *Radiological protection in industries involving NORM: a (graded) methodological approach to characterize the exposure situations*, 2023, Atmosphere, 14, 635.

Pugliese M. et al., *NORMA: un progetto per la protezione dei lavoratori coinvolti nell'uso/recupero dei residui NORM*, 2023, Convegno Nazionale AIRP di Radioprotezione, Cagliari.

Radiation Protection 122, *Practical Use of the Concepts of Clearance and Exemption – Part II - Application of the Concepts of Exemption and Clearance to Natural Radiation Sources*, EC 2002.

La mappatura del radon in Piemonte in termini di dose

Enrico Chiaberto¹, Mauro Magnoni¹, Elena Serena¹, Rosamaria Tripodi¹, Anna Prandstatter¹

¹ARPA Piemonte – Radiazioni Ionizzanti – Via Jervis 30, 10015 Ivrea (TO)

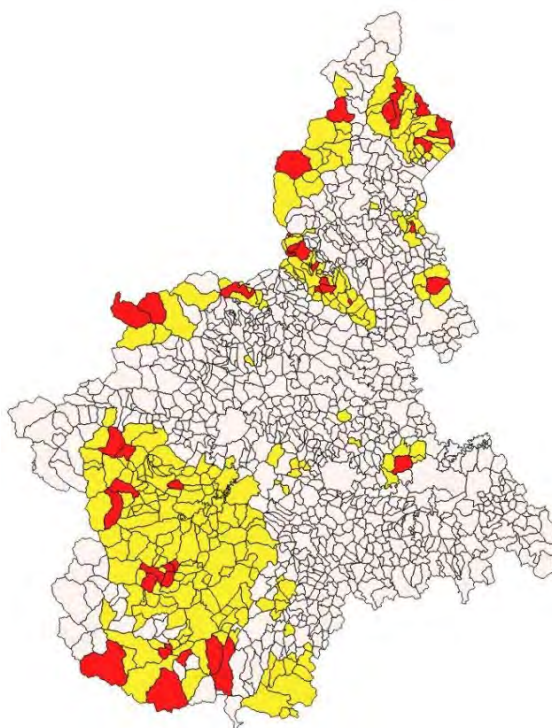
e.chiaberto@arpa.piemonte.it

INTRODUZIONE

La Regione Piemonte ha pubblicato recentemente in adempimento al D.Lgs 101/2020 ^[1] l'elenco delle Aree prioritarie in Piemonte ^[2,3] (fig. 1). La definizione di tali aree sta producendo un incremento del numero di misure nei luoghi di lavoro, non soltanto interrati e una maggior sensibilizzazione locale della popolazione sul problema del radon, evidenziando criticità che altrimenti resterebbero ignote. La maggior parte dei Comuni ricade, però in aree non prioritarie e numerosa è la popolazione che vi risiede. Inoltre, alcune aree saranno tra qualche anno, riclassificate come prioritarie, in aggiunta alle attuali, per quanto previsto dal piano nazionale d'azione per il radon ^[4].

L'obiettivo che ci si pone in questo studio è di quantificare la dose attuale alla popolazione in tutti i Comuni del Piemonte e di valutarne la significatività in termini di radioprotezione valutando l'eccesso di rischio dovuto al radon con particolare attenzione al modello usato per le basse esposizioni a cui è soggetta la maggior parte della popolazione.

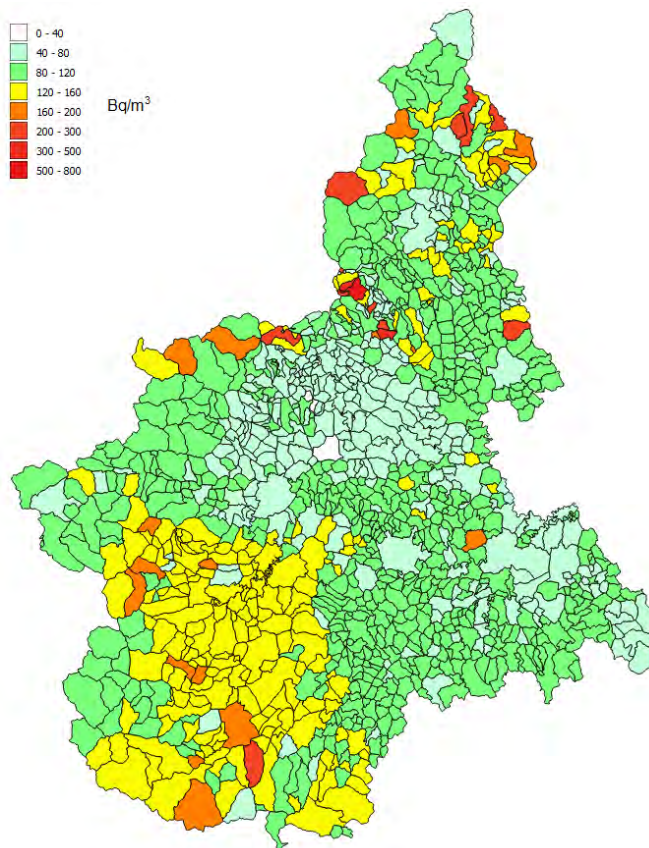
Figura 1 – Individuazione delle aree prioritarie (in rosso) ai sensi dell'art. 11 comma 3 del D.Lgs.101/2020



MATERIALI E METODI

Il primo passo è stato stimare le medie comunali complessive partendo da quelle al piano terra (fig. 2) già ottenute ai fini di classificare le aree prioritarie ^[5], tenendo conto di come si distribuisce l'altezza dei piani in tre tipologie di aree: montane, di pianura e grandi città (Torino, Novara...).

Figura 2 – Medie radon in Piemonte al piano terra



Per ottenere, a partire dalla media comunale al piano terra, la media complessiva, cioè quella che si otterrebbe campionando casualmente su tutti i piani, parametro che è rappresentativo dell'effettiva esposizione della popolazione, occorre un'opportuna rielaborazione dai dati.

Supponendo infatti di avere un campione sperimentali di dati al piano terra, in una certa area, è possibile procedere ad una rielaborazione delle misure in modo da ottenere un insieme di dati assimilabile a quello che si sarebbe ottenuto da un campionamento effettuato su piani eterogenei.

A tal fine si può procedere nel seguente modo: dalle concentrazioni del radon al piano terra, in una data area comunale, si ricava la distribuzione ad un generico piano ricavando la variabilità delle concentrazioni per ogni piano a partire dal piano terra. È ben noto da svariati studi, infatti, che i dati di concentrazione radon rilevati in ogni area, si distribuiscono con buona approssimazione secondo una distribuzione log-normale la cui funzione densità di probabilità è così espressa:

$$f_i(C) = \frac{1}{\sqrt{2\pi}\sigma} \frac{e^{-\frac{(\ln(C)-\mu)^2}{2\sigma^2}}}{C}$$

dove:

$$\mu = \frac{1}{n} \sum_{i=1}^n \ln(C_i) = \ln(MG)$$

$$\sigma = \sqrt{\frac{1}{n-1} \sum_{i=1}^n [\ln(C_i) - \mu]^2} = \ln(DSG)$$

in cui MG, DSG sono, rispettivamente la media geometrica e la deviazione standard geometrica così definite:

$$MG = \sqrt[n]{\prod_{i=1}^n C_i} = e^\mu$$

$$DSG = e^{\sqrt{\frac{1}{n-1} \sum_{i=1}^n [\ln(C_i) - \mu]^2}} = e^\sigma$$

Si può dimostrare inoltre che la mediana della distribuzione log-normale è uguale alla media geometrica, mentre la moda, cioè il massimo della distribuzione, è data dalla relazione:

$$MA_X = e^{\mu - \sigma^2}$$

Considerando i sottoinsiemi di dati riferiti a generici piani (PX), si può supporre che anch'essi si distribuiscano secondo delle log-normali:

$$f(C_{PX}) = \frac{1}{\sqrt{2\pi}\sigma_{PX}} \frac{e^{-\frac{(\ln(C_{PX}) - \mu_{PX})^2}{2\sigma_{PX}^2}}}{C_{PX}}$$

dove $\mu_{PX} = \ln(MG_{PX})$, $\sigma_{PX} = \ln(DSG_{PX})$. Analogamente avremo dunque che MG_{PX} , DSG_{PX} sono rispettivamente la media geometrica e la deviazione standard geometrica relativi alla distribuzione del piano PX.

Ipotizzando una relazione di tipo lineare ($C_{PX} = k_X C_{PT}$) tra la concentrazione al piano terra (C_{PX}) e quella ad un generico piano (C_{PT}), con k_X una costante di normalizzazione incognita, si ottengono le seguenti relazioni tra parametri dei vari piani:

$$\mu_{PX} = \ln k_X + \mu_{PT}$$

$$\sigma_{PX} = \sigma_{PT}$$

in cui k_X può essere ricavato dal rapporto delle medie geometriche delle distribuzioni a piani differenti:

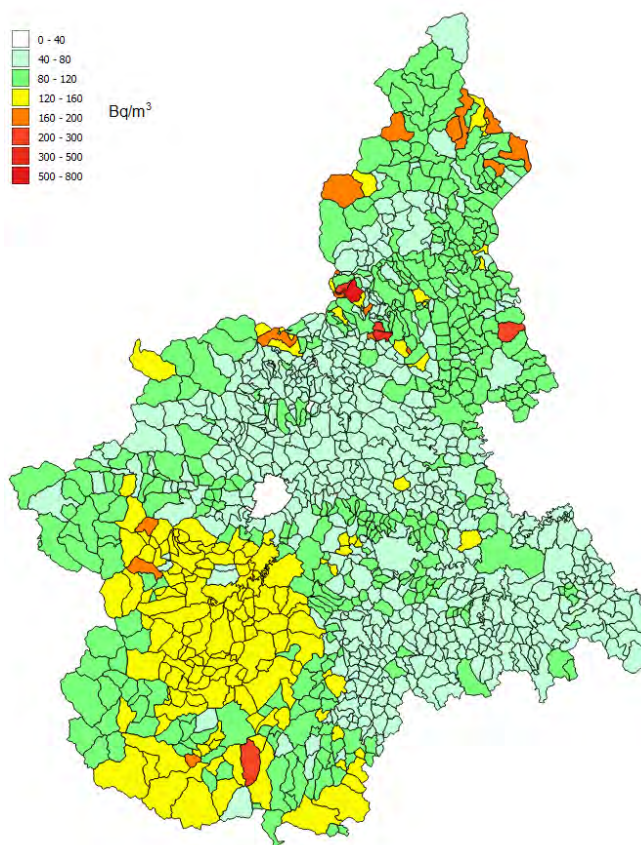
$$k_X = \frac{e^{\mu_{PX}}}{e^{\mu_{PT}}}$$

La media complessiva, riferita cioè al campione “reale”, con le abitazioni distribuite su tutti i piani, si ottiene quindi come media ponderata tra le medie delle concentrazioni radon per differenti piani, utilizzando come pesi le probabilità di incidenza degli stessi piani nell’edificio residenziale del Piemonte. Quest’ultima informazione si può ricavare dal campione rappresentativo di abitazioni estratto in occasione della Campagna Nazionale ^[6,7,8] e distinguendo in esso le tipologie abitative in relazione a tre differenti categorie: città, pianura (<400 m.s.l.m.) e montagna (tab. 1).

Tabella 1 – Distribuzione percentuale dei piani abitati per città, comuni di pianura e comuni di montagna

Piano	-1	0	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
Città	0,0	5,6	19,6	18,7	15,9	13,1	9,3	6,5	4,7	2,8	1,9	1,9
Pianura	4,8	47,6	39,2	4,2	2,8	1,1	0,3	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0
Montagna	0,0	63,9	26,2	4,9	3,3	1,6	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0

Figura 3 – Medie complessive del radon in Piemonte

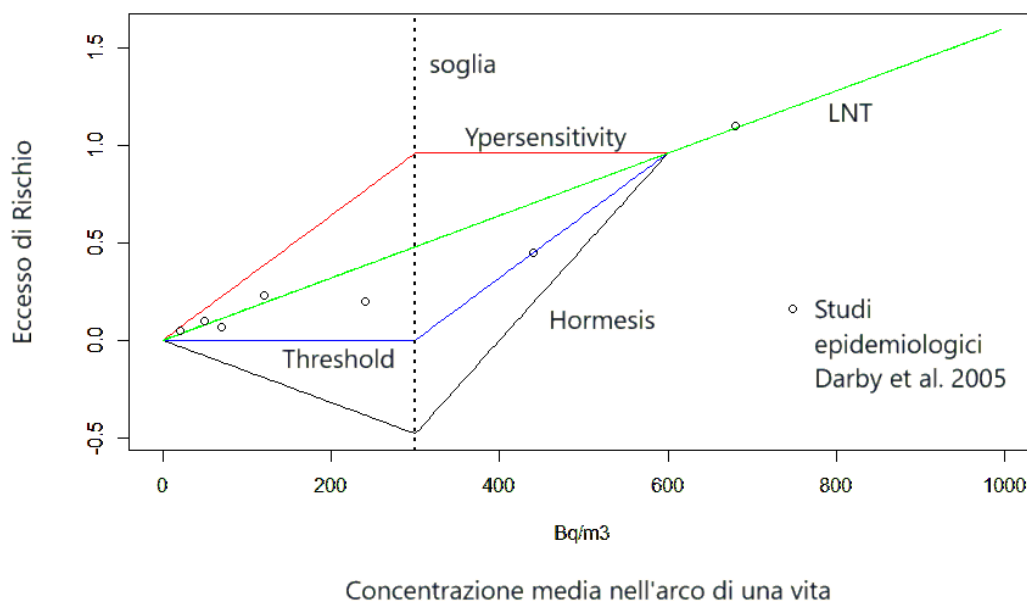


Dalle medie complessive comunali così calcolate si può valutare la dose efficace media per persona applicando gli opportuni coefficienti di conversione, primo fra tutti quello indicato come convenzionale dalla normativa italiana $6,7 \cdot 10^{-9}$ Sv/(Bqhm⁻³) (D.Lvo 101/2020) ottenuto considerando un *dose conversion factor* DCF = 3 mSv/mJh/m³ con un’esposizione tipo di 7000 ore anno con fattore di equilibrio 0,4. Studi epidemiologici e studi dosimetrici, come ben traspare nelle pubblicazioni dell’ICRP ^[9,10,11,12] e nell’ICRP *radon summary* ^[13], non coincidono però esattamente e la comunità scientifica ancora non converge ad un’interpretazione univoca sul rapporto tra dosimetria ed effetti del radon sulla salute.

A partire da questa constatazione è stato fatto un esercizio in cui la valutazione dell'eccesso di rischio (ER) per insorgenza di tumore polmonare non fosse descritta solo dal modello Lineare senza soglia ^[14,15,16] (LNT¹), lo standard ufficiale adottato da tutti gli organismi internazionali di radioprotezione, ma anche da modelli alternativi ^[17,18,19,20].

Si è quindi voluto indagare qual è l'effetto dell'applicazione di diversi modelli (fig. 4) al Piemonte ricavando Comune per Comune e a livello regionale l'eccesso di rischio (ER) per persona ottenendo i risultati mostrati nella tabella 1. In particolare sono stati considerati, oltre al modello standard LNT, un modello lineare con soglia posta a 300 Bq/m³ (pari al Livello di Riferimento riportato sul D.Lvo 201/2020), un modello con ipersensibilità alle basse dosi e un modello con ormesi. La relazione ER – concentrazione radon è stata approssimata con delle funzioni a tratti.

Figura 4 - Eccesso di rischio – possibili modelli per basse esposizioni



RISULTATI

In tabella 2 sono riportati i valori ottenuti per la dose applicando il coefficiente DCF = 3,01 che sta alla base del fattore di conversione riportato dalla normativa pari a $6,7 \cdot 10^{-9}$ Sv/Bqhm⁻³ e il coefficiente DCF=2,15 derivante dall'approccio epidemiologico riportato nella ICRP 115.

In tabella 3 sono mostrati invece i valori ricavati di eccesso di rischio applicando i diversi modelli sopra citati (fig.4). Nelle figure 5 e 6 sono riportate infine le mappe dell'eccesso di rischio in Piemonte ottenute sia nel caso di modello lineare senza soglia LNT che con soglia a 300 Bq/m³.

¹ LNT è l'acronimo di Linear No-Threshold

Tabella 2 - Dose per persona media annuale in Piemonte

	DCF Coefficiente di conversione tra PAEC e Dose efficace	Coefficiente di conversione tra Esposizione e PAEC ² (fattore di equilibrio 0,4)	Dose per persona media annuale in Piemonte mSv/a
ICRP 137 D.Lvo 101/2024	3 mSv/(mJh/m ³)	2,22·10 ⁻³ mJh/m ³ /(kBqh/m ³)	3,6
ICRP 115	2,15 mSv/(mJh/m ³)		2,6

Tabella 3 - Eccesso di rischio in Piemonte per persona al variare del modello di estrapolazione del rischio alle basse esposizioni.

	LNT	Threshold	Ypersentivity	Hormesis
Eccesso di rischio medio per persona in Piemonte	0,133	0,006	0,259	-0,124
Eccesso di rischio medio per persona in Piemonte dovuto alle abitazioni che superano il Livello di Riferimento (300 Bq/m ³) in qualunque area (prioritaria e non)	0,010	0,006	0,001	0,015

² PAEC è acronimo di Potential Alpha Energy Concentration

Figura 5 – Eccesso di rischio medio comunale per persona con ipotesi di relazione concentrazione - ER lineare senza soglia (LNT)

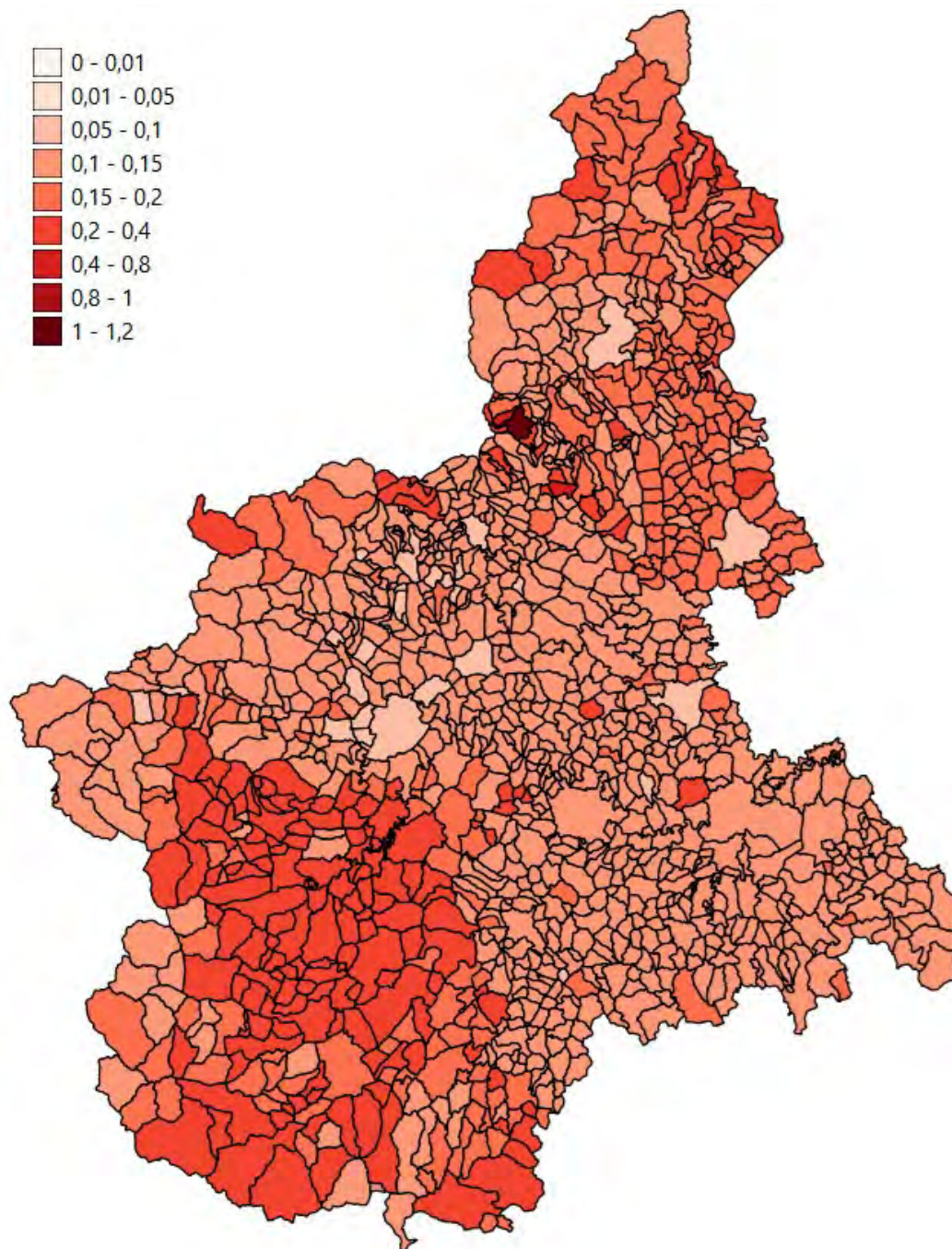
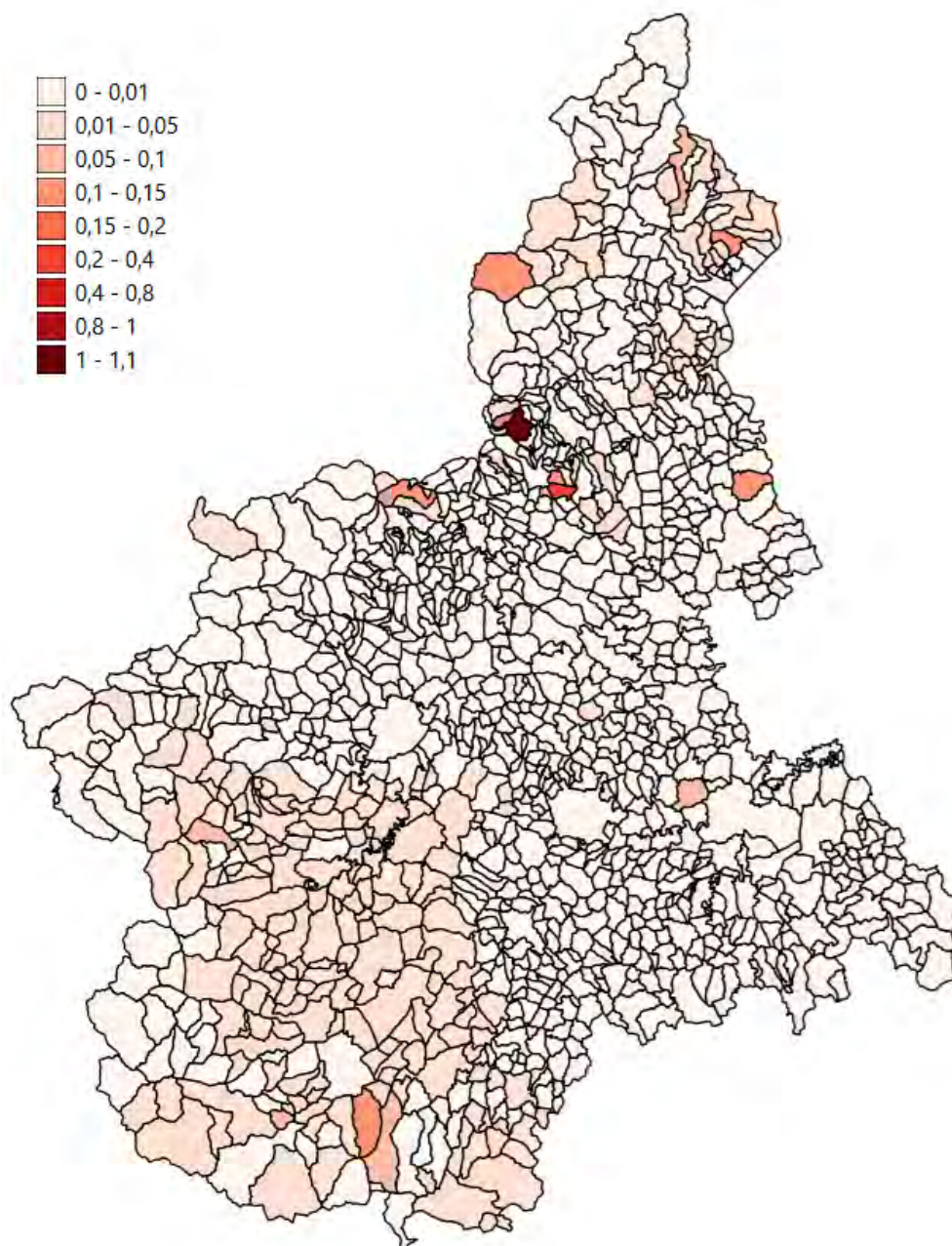


Figura 6 – Eccesso di rischio medio comunale per persona con ipotesi di relazione concentrazione - ER con soglia a 300 Bq/m³



CONCLUSIONI

Di norma si ipotizza una relazione lineare senza soglia (LNT) tra esposizione al radon ed eccesso di rischio (ER).

Considerando l'ipotesi alternativa (modello a soglia), esclusa da gran parte dei ricercatori ma sostenuta da alcuni studi che applicano un approccio bayesiano ai dati epidemiologici [17,18,19,20] e ponendo una soglia pari a $LR=300 \text{ Bq/m}^3$, la proiezione del rischio in Piemonte cambia di molto (fig. 5 e 6).

L'utilizzo del modello LNT, come evidenziato in tabella, con risanamento soltanto degli edifici con concentrazioni $> 300 \text{ Bq/m}^3$ porta ad una diminuzione del rischio di solo 0,01.

L'applicazione del modello a soglia, che minimizza l'effetto dell'esposizione a basse concentrazioni radon, mostra invece una maggiore utilità di risanare in particolare gli edifici con concentrazioni maggiori del Livello di Riferimento.

Bibliografia

1. Decreto Legislativo n. 101/2020 e ss.mm.ii;
2. Aree prioritarie in Piemonte: <https://geoportale.arpa.piemonte.it>;
3. Elenco delle aree prioritarie in Piemonte – GU n.93 del 20 aprile 2023;
4. DPCM n.10 del 11 gennaio 2024 - Adozione del piano nazionale d'azione per il radon 2023-2032. GU n.43 del 21 febbraio 2024;
5. Chiaberto E., Falletti P. and Magnoni M., "Radon mapping in Piedmont (North-West Italy): a radio-geo-lithological approach", Journal of the European Radon Association 2022, 3: 7719 <http://dx.doi.org/10.35815/radon.v3.7719>;
6. Magnoni M. and Tofani S., *Indoor radon measurements in anomalous sites of Piedmont, Italy, Radiation Protection Dosimetry*, Vol. 56, pp 327-329; 1994;
7. *Indagine sull'esposizione alla radioattività naturale nelle abitazioni del Piemonte, Regione Piemonte*; USSL n°40 Ivrea. 1994;
8. Bochicchio F. et al. *Annual average and seasonal variations of residential radon concentration for all the Italian Regions*, Radiation Measurements, Vol. 40, pp 686-694; 2005;
9. ICRP65 - *Protection Against Rn-222 at Home and at Work*, Annals of the ICRP Vol 23 N°2, 1993;
10. ICRP115 – *Lung Cancer Risk from Radon and Progeny and Statement on Radon*, Annals of the ICRP Vol 40 No1, 2010;
11. ICRP126 – *Radiological Protection against Radon Exposure*, Annals of the ICRP Vol 43 N°3, 2014;
12. ICRP137 – *Occupational Intakes of Radionuclides: Part.3* Vol 46 N°3/4 2017;
13. *Summary of ICRP Recommendations on Radon* - ref 4836-9756-8598 January 26,2018;
14. Lubin JH, Boice JD Jr, Edling C, Hornung RW, Howe GR, Kunz E, Kusiak RA, Morrison HI, Radford EP, Samet JM, et al., *Lung cancer in radon-exposed miners and estimation of risk from indoor exposure*, [J Natl Cancer Inst.](https://doi.org/10.1093/jnci/kjv011) 1995 Jun 7;87(11):817-27.
15. Darby S. et al., *Radon in homes and risk of lung cancer: collaborative analysis of individual data from 13 European case-control studies*, BMJ Volume 330; 2005;
16. WHO *Handbook on indoor radon – A public health perspective*. WHO 2009;
17. Fornalski K.W., Dobrzynski L., *Pooled Bayesian analysis of twenty-eight studies on radon induced lung cancers* – Health Physics September 2011, Vol. 101, Number 3;
18. Dobrzynski L., Fornalski K.W. and Reszczynska J., *Meta-analysis of thirty-two case-control and two ecological radon studies of lung cancer*, Journal of Radiation Research Vol.59, No 2, 2018;
19. Reszczynska J. et al., *Methodological problems in epidemiological data: the case of correlation between radon level and lung cancer* – Int. J. Low Radiation, Vol.11, Nos.3/4, 2020;
20. Pylak M. et al., *Analysis of indoor radon data using Bayesian, random binning, and maximum entropy methods* – Dose-Response: An International Journal, 2021, DOI:10.1177/15593258211009337.

Atti del Convegno Nazionale AIRP di Radioprotezione
La radioprotezione della popolazione:
esposizioni pianificate ed esistenti in un'ottica di sostenibilità



Premio giovani

Radioattività in un minerale di neoformazione: il caso dell'epsomite dalla miniera di zolfo di Perticara

Matteo Giordani¹, Marco Taussi², Maria Assunta Meli², Carla Roselli², Giacomo Zambelli³, Ivan Fagiolino⁴, Michele Mattioli¹

¹Dipartimento di Scienze Pure e Applicate, Università di Urbino Carlo Bo, Via Cà le Suore 2/4 - 61029

²Dipartimento di Scienze Biomolecolari, Università di Urbino Carlo Bo, Piazza Rinascimento, 6 – 61029

³Protex Italia Srl, Via Cartesio, 30 - 47122 Ferrara

⁴C.S.A. Group Spa, Via al Torrente, 22 - 47923 Rimini

INTRODUZIONE

Recentemente, la cristallizzazione di epsomite fibrosa all'interno della miniera di zolfo di Perticara (RN), chiusa definitivamente nel 1964, è stata oggetto di approfonditi studi mineralogici (Giordani, 2023; Giordani et al., 2022, 2024). L'epsomite, un solfato di magnesio eptaidrato ($MgSO_4 \cdot 7H_2O$), è un minerale che tipicamente si presenta come efflorescenza salina, fibre o masse botrioidali, in ambienti chiusi, poco aerati e umidi (anche antropici) (Morillas et al., 2015). È molto diffusa sul terreno e sulle pareti di miniere e cave, sugli affioramenti di rocce magnesiache contenenti zolfo, come prodotto dell'evaporazione di acque di sorgente e laghi salati, e come sublimato da fumarole (Nieva et al., 2021). Inoltre, l'epsomite è comune come efflorescenze saline bianche su mattoni, calcestruzzo e rocce artificiali negli edifici moderni (Navarro et al., 2013). Questo minerale è inoltre molto utilizzato in svariati campi, come in agricoltura, nella manifattura del cotone e della seta, nell'industria mineraria e degli esplosivi, in medicina e farmaceutica (Anthony et al., 1990).

Considerato l'abito estremamente fibroso dell'epsomite di Perticara, la priorità è stata quella di valutare la potenziale inalabilità (su base dimensionale) e gli eventuali rischi associati per la salute umana. Negli ultimi decenni, infatti, l'attenzione del mondo scientifico verso le fibre minerali è aumentata notevolmente, in particolar modo verso alcuni silicati bio-persistenti quali gli amianti e le zeoliti fibrose (e.g. WHO, 1986; Giordani et al., 2016), a causa della loro riconosciuta cancerogenicità. Tuttavia, l'epsomite risulta estremamente solubile alle condizioni polmonari (elevata umidità, temperatura di 37°C), e ciò la renderebbe meno pericolosa. Tuttavia, è stato dimostrato che anche l'inalazione di materiali solubili contenenti elementi tossici può risultare estremamente pericolosa per la salute. Essi, infatti, possono rilasciare rapidamente tutto il loro carico di elementi e composti dannosi nei polmoni o altri ambienti biologici, provocando un effetto definito "cavallo di Troia" (Studer et al., 2010). Il contenuto in elementi chimici del particolato inalabile è quindi un elemento di grande importanza, oltre ad ovviamente al tipo e alla quantità di potenziale esposizione umana a tale particolato.

Per questo motivo, l'epsomite di Perticara è stata recentemente caratterizzata dai punti di vista morfologico, morfometrico, della composizione mineralogica e chimica, attraverso varie tecniche analitiche. Ed è proprio da tali studi che è emerso il suo elevato contenuto di elementi tossici, in particolare di elementi radioattivi, con il ^{210}Po che raggiunge un valore medio di 5.59 Bq/g (Giordani et al., 2022). Questa scoperta ha dato origine a ulteriori questioni scientifiche. Tra queste, la più rilevante è il perché della presenza di un minerale con un contenuto così elevato di ^{210}Po lungo le gallerie di una vecchia miniera di zolfo.

Per tentare di rispondere a questo interrogativo, ma anche per comprendere i fattori che hanno permesso la cristallizzazione di una fase mineralogica così particolare, sono state effettuate nuove indagini nell'area, attraverso lo studio delle diverse matrici presenti nelle gallerie (altre fasi minerali, roccia ospitante, acque, aria, polveri e bitume) e misure in-situ, con l'obiettivo

principale di definire l'origine e la distribuzione del ^{210}Po . I diversi campioni prelevati sono stati studiati combinando diverse tecniche analitiche: X-ray Powder Diffraction (XRPD), Environmental Scanning Electron Microscopy with Energy-Dispersive X-ray Spectrometer (ESEM-EDS), Inductively Coupled Plasma-Atomic Emission (ICP-AES), Inductively Coupled Plasma-Mass Spectrometry (ICP-MS), Atomic Absorption Spectrometry (AAS), Gamma Spectrometry, Alpha Spectrometry, Radon Monitor, e rivelatori a tracce nucleari tipo Cr-39.

MATERIALI E METODI

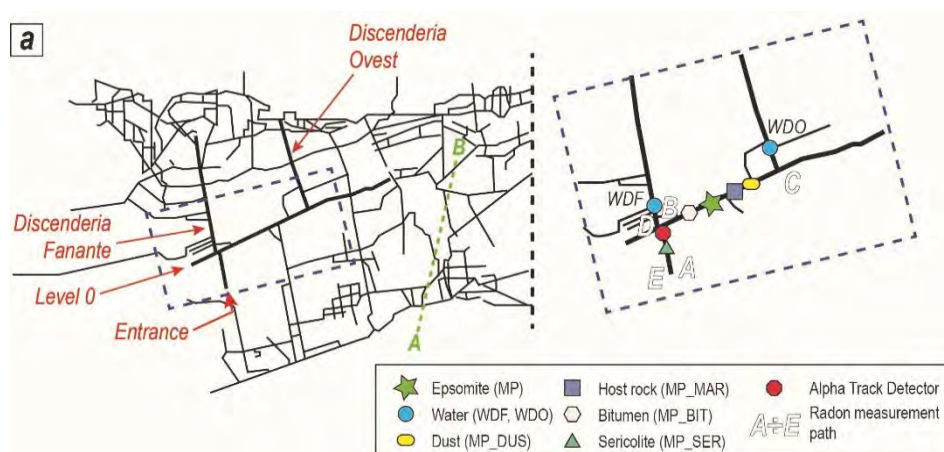
In questo studio sono stati raccolti e analizzati campioni rappresentativi delle diverse matrici che caratterizzano l'ambiente della miniera di zolfo di Perticara: (i) cristalli di epsomite fibrosa (sigla MP; fig. 1); (ii) gesso fibroso che riempie le vene della roccia (varietà sericolite, MP_SER); (iii) roccia ospitante in cui sono stati scavati i tunnel minerari (MP_MAR); (iv) bitume naturale che emerge dalle pareti della miniera (MP_BIT); (v) polvere depositata a terra (MP_DUS); (vi) due diversi accumuli d'acqua in galleria (WDO campionato in "Discenderia Ovest" e WDF in "Discenderia Fanante"). In fig. 2, sono riportate la mappa delle gallerie e l'ubicazione dei campioni raccolti.

Figura 1 – Epsomite fibrosa



Epsomite fibrosa lungo le pareti della miniera (da Giordani, 2023)

Figura 2 – Schema gallerie e campionamento



Mappa schematica delle gallerie della miniera di zolfo di Perticara con la posizione dei campioni prelevati e il percorso seguito per la misurazione diretta del radon (da Giordani et al., 2024)

Successivamente, i campioni sono stati conservati in contenitori ermetici a circa 20 °C, la stessa temperatura presente in miniera, per prevenire eventuali processi di alterazione, disidratazione/idratazione e cambiamenti di fase dei materiali. Le osservazioni morfologiche e la caratterizzazione micro-chimica qualitativa sono state eseguite al ESEM-EDS (FEI Quanta 200 FEG), mentre le composizioni mineralogiche sono state determinate con XRPD (Philips X'Change PW1830). Le composizioni chimiche di dettaglio sono state ottenute con ICP-AES, ICP-MS e AAS. Per le determinazioni di ^{210}Po e ^{210}Pb , è stato impiegato uno spettrometro α , mentre per misurare l'attività degli emettitori gamma è stato utilizzato un rivelatore di radiazione gamma HPGe. Inoltre, sono state eseguite misurazioni attive e passive del contenuto di radon nell'atmosfera della miniera (rispettivamente con AlphaGUARD e CR-39), nonché misurazioni dirette dell'irradiazione gamma all'interno delle gallerie della miniera con spettrometro portatile Georadis RT-30 Super-IDENT. Tutti i dettagli sui metodi analitici sono descritti nei materiali supplementari di Giordani et al. (2024).

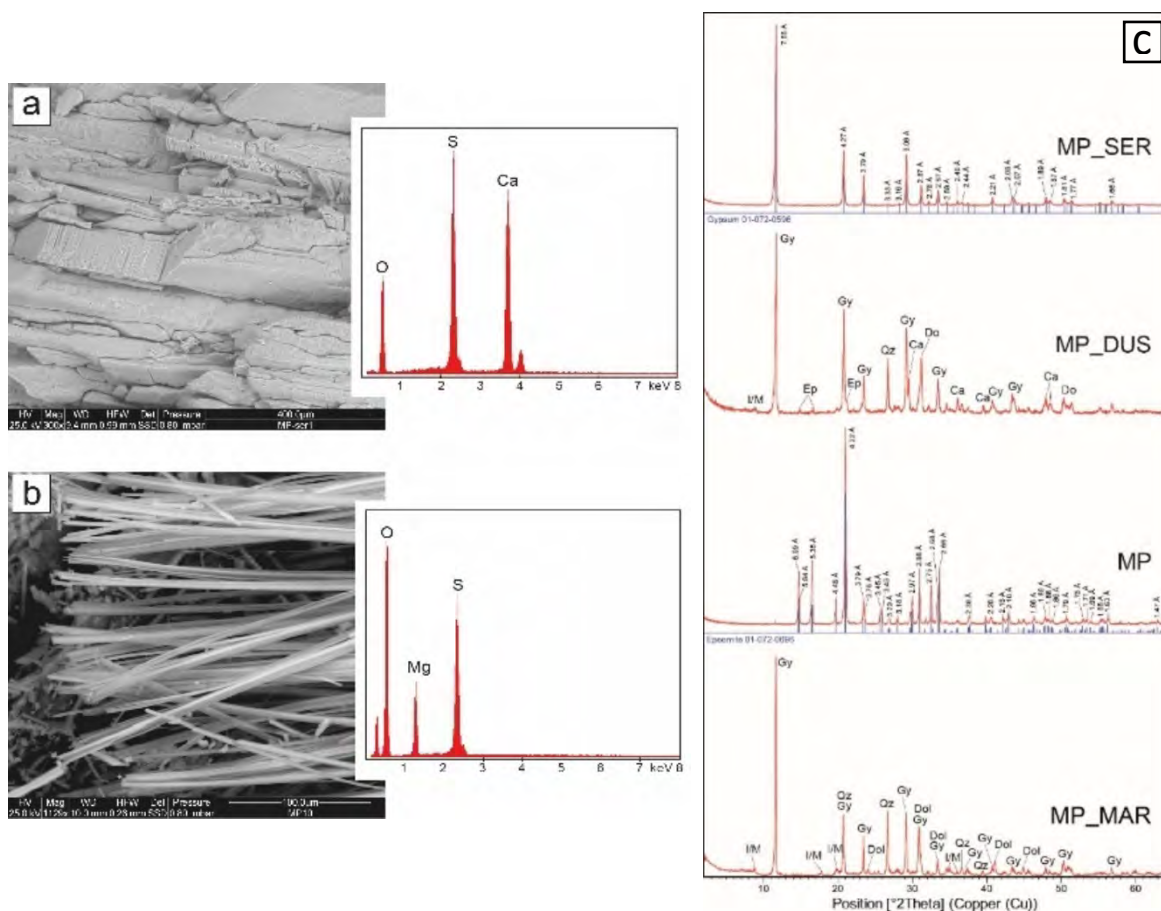
RISULTATI

Il campione MP_SER, costituito da gesso fibroso (sericolite) riempie una complessa rete di vene centimetriche all'interno della roccia. Le immagini ESEM mostrano un'alternanza di gesso fibroso e gesso massivo (fig. 3). Le analisi EDS rivelano una composizione omogenea di gesso puro per entrambe le varietà (fig. 3a), confermato anche dai risultati delle analisi XRPD.

L'epsomite (MP) cresce perpendicolarmente alla superficie di pareti e blocchi all'interno della miniera e si presenta in cristalli fibrosi molto lunghi e sottili (fig. 3b). I dettagli di morfometria e composizione chimica delle fibre di epsomite sono riportati in Giordani et al. (2022). I risultati XRPD mostrano che la composizione mineralogica di MP è quasi epsomite pura, con tracce di gesso (fig. 3c). MP_DUS è invece un campione policristallino principalmente composto da gesso, contenuti moderati di dolomite e quarzo, minore presenza di calcite ed epsomite, e tracce di fillosilicati (principalmente gruppo illite/mica) (fig. 3c). Similmente, MP_MAR è composto principalmente da gesso, con quantità minori di quarzo e dolomite, e tracce di calcite e illite-mica. Se escludiamo la presenza di epsomite, MP_MAR è composizionalmente molto simile al campione MP_DUS.

I principali componenti chimici presenti nel campione MP_SER sono S e Ca (rispettivamente 236.000 e 157.000 mg/kg) e sono coerenti con la composizione del gesso. Sono poi presenti quantità elevate di Si (1.240 mg/kg), e in misura minore Sr (126 mg/kg), Mg (65,8 mg/kg), e tracce di Cu, Mn, Ti, Zn, Rb e Sn (<10 mg/kg). Il campione MP_MAR mostra una composizione più complessa, che riflette la presenza di diversi minerali nella roccia ospite. Oltre ad un elevato contenuto di S e Ca (rispettivamente 81.000 e 116.000 mg/kg) legati al gesso, l'elemento principale risulta essere Si (129.000 mg/kg), con alti contenuti di Al (25.200 mg/kg), Mg (22.600 mg/kg), Fe (17.600 mg/kg), K (11.300 mg/kg), Sr (3.610 mg/kg) e Ti (1.230 mg/kg), probabilmente legati alla presenza di silicati e carbonati (quarzo, illite-mica e dolomite). Risulta significativo anche il contenuto di Mn (710 mg/kg), P (413 mg/kg), Ba (265 mg/kg), mentre sono presenti in quantità minori Zn (82 mg/kg), Rb (71 mg/kg), Cr (66,2 mg/kg), Ni (44,8 mg/kg), Cu (29,6 mg/kg), Th (21 mg/kg) e As (16,1 mg/kg), ed altri in tracce. Il bitume (MP_BIT) mostra un'alta concentrazione di S e Ca (rispettivamente 82.000 e 53.150 mg/kg), seguita da Mg (6.400 mg/kg), P (1.185 mg/kg), Fe (1.115 mg/kg), Sr (493 mg/kg), Al (132,5 mg/kg), K (127 mg/kg) e Sn (126,5 mg/kg). Sono state anche rilevate quantità minori di Mn (35,55 mg/kg) e Ti (23,9 mg/kg), mentre altri elementi come Ni, Pb, Ba, Cu, Cr_{tot} e As sono presenti in tracce (<10 mg/kg). Infine, la concentrazione di elementi chimici nei due campioni di acqua analizzati (WDF e WDO) risulta generalmente confrontabile, con elevate quantità di Mg (rispettivamente 498 e 504 mg/L) e Mn (> 1.880 µg/L).

Figura 3 – Risultati ESEM-EDS e XRPD



(a) Immagine al SEM del campione MP_SER, costituito da alternanze di gesso fibroso e massivo; (b) immagine al SEM del campione MP, costituito da epsomite fibrosa; (c) spettri XRPD dei campioni investigati (da Giordani et al., 2024)

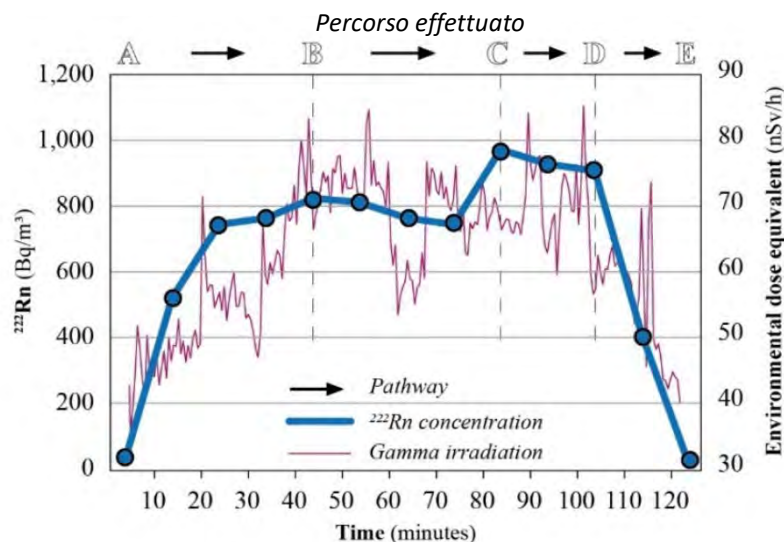
Tuttavia, è possibile evidenziare differenze significative nella concentrazione di alcuni elementi, in particolare Al (479 vs. 49 µg/L), As (7,1 vs. 0,9 µg/L), Co (1,6 vs. 0,1 µg/L), Crtot (23,8 vs. 1,3 µg/L), Fe (32,906 vs. 117 µg/L), Ni (11,4 vs. 4,1 µg/L), Pb (17,5 vs. 0,7 µg/L), Cu (14,3 vs. 3,3 µg/L) e Ti (11,7 vs. <1 µg/L). Tutti i dettagli delle analisi chimiche sono visionabili nei lavori Giordani et al. (2022; 2024).

Per quanto riguarda il contenuto di ^{210}Po nei campioni solidi, analizzati con spettrometria α , è emerso che la concentrazione media in Bq/g (ottenuta da sei replicati), presenta la seguente tendenza: MP_SER ($0,039 \pm 0,01$) < MP_MAR ($0,088 \pm 0,02$) < MP_BIT ($0,12 \pm 0,015$). Quindi, tutti i campioni presentano quantità di ^{210}Po significativamente inferiori rispetto a 5,59 Bq/g misurati per l'epsomite (MP) in Giordani et al. (2022). Nei campioni di acqua (WDF e WDO), l'attività del polonio è risultata invece rispettivamente di $0,012 \pm 0,001$ e $0,013 \pm 0,001$ (Bq/L). Inoltre, l'attività media del ^{210}Pb dei campioni MP e MP_BIT, è risultata rispettivamente $0,11 \pm 0,02$ e $5,93 \pm 1,19$ Bq/g. In entrambi i campioni, pertanto, il ^{210}Pb risulta in equilibrio radioattivo secolare con il ^{210}Po (dettagli in Giordani et al., 2024).

Le analisi con HPGe hanno evidenziato che il campione di roccia (MP_MAR) contiene una bassa quantità di elementi radioattivi, con concentrazioni medie di ^{40}K e ^{238}U rispettivamente di 0,38 Bq/g e 0,08 Bq/g. Il ^{226}Ra raggiunge un valore di 0,052 Bq/g, mentre sia il ^{232}Ra che il ^{228}Ra mostrano un valore di 0,022 Bq/g. Il ^{228}Th ha un valore di 0,019 Bq/g, mentre ^{230}Th , ^{210}Pb e ^{235}U sono al di sotto della minima attività rilevabile (MDA). Il campione di polvere (MP_DUS) mostra una leggera variabilità nel contenuto di elementi radioattivi, ma i valori rilevati sono generalmente bassi. Il contenuto medio di ^{40}K è 0,295 Bq/g, mentre quello di ^{238}U è 0,061 Bq/g. Ancora inferiori sono le concentrazioni di ^{226}Ra (0,029 Bq/g), ^{228}Th (0,017 Bq/g) e di ^{232}Ra e ^{228}Ra (0,018 Bq/g). Anche in questo caso, ^{230}Th , ^{210}Pb e ^{235}U sono al di sotto della MDA. Il contenuto di elementi radioattivi nell'epsomite (MP) è invece sempre al di sotto dell'MDA, ad eccezione del ^{210}Pb , che è molto elevato, con un valore medio di 3,7 Bq/g.

I risultati della misurazione diretta di ^{222}Rn con AlphaGUARD, effettuata lungo il percorso A-B-C-D-E (illustrato in fig. 2), sono mostrati in fig. 4. A partire dall'ingresso in miniera, il livello di ^{222}Rn presente nell'aria è aumentato costantemente fino a superare il valore di 800 Bq/m^3 . Durante la permanenza nelle aree più lontane dall'ingresso, il valore registrato è sempre rimasto a circa 800 Bq/m^3 , con alcuni picchi di 972 Bq/m^3 . Va notato che il valore riportato, corrisponde a una misurazione media raccolta in un tempo di 10 minuti di misurazione. Un altro importante risultato deriva dal monitoraggio passivo di ^{222}Rn attraverso rivelatori a tracce nucleari tipo Cr-39. A causa delle condizioni proibitive della miniera (assenza di aria respirabile e del suo legame con la pressione atmosferica esterna), è stato possibile recuperare solamente uno dei 5 dosimetri passivi installati all'interno della miniera. Il rivelatore recuperato, posizionato vicino all'ingresso della miniera (fig. 2), ha mostrato una concentrazione media di ^{222}Rn , relativo a circa sei mesi di misurazione, di $2.200 \pm 300 \text{ Bq/m}^3$. Infine, i valori di irradiazione gamma misurati all'interno della miniera con Georadis RT-30, sono risultati leggermente più alti rispetto allo sfondo ambientale esterno (circa $30\text{-}60 \text{ nSv/h}$), attestandosi intorno a valori medi di $60\text{-}80 \text{ nSv/h}$ con picchi fino a 120 nSv/h . Il diagramma della misurazione effettuata, in termini di dose ambientale equivalente $H^*(10)$, è mostrato in fig. 4.

Figura 4 – Misure ^{222}Rn e irradiazione gamma



Valori di concentrazione di ^{222}Rn e irradiazione gamma rilevati nelle gallerie della miniera di zolfo di Perticara. La misurazione è stata effettuata seguendo percorso A-B-C-D-E riportato in fig. 2. Per il grafico dell'irradiazione gamma, ogni punto riportato corrisponde alla media di 30 misurazioni (da Giordani et al., 2024)

DISCUSSIONE

Le analisi dei campioni di acqua WDO e WDF rivelano concentrazioni di elementi potenzialmente tossici (PTEs) in genere inferiori ai limiti imposti dalla legislazione italiana per l'uso domestico e/o industriale (Decreto Legge 152/2006 del 3 aprile 2006 e successive modifiche), con le eccezioni di Mn, Al, Fe e Pb. Il Mn, tuttavia, risulta avere una concentrazione di 37 volte superiore al limite di soglia ($50 \mu\text{g/L}$), probabilmente legato alla naturale abbondanza di ossidi Mn nell'area (Ruggieri, 1970). Anche i valori di Al, Fe e Pb superano i valori soglia di riferimento ($200, 200$ e $10 \mu\text{g/L}$, rispettivamente). La quantità di Mg rilevata è molto più alta rispetto ad acque provenienti da contesti geologici paragonabili (D'Angeli e De Waele, 2016), tuttavia, il Mg non è un parametro regolato dalla legge. Il ^{210}Po nei campioni di acqua (rispettivamente $0,012$ e $0,013 \text{ Bq/L}$) sono comparabili con i valori riportati in letteratura per le acque sotterranee (Persson e Holm, 2011) e rientrano perfettamente nella gamma di acque minerali campionate in Italia ($0,0004\text{-}0,021 \text{ Bq/L}$; Desideri et al., 2007). Infatti, il ^{210}Po ha una solubilità molto bassa e nella miniera di Perticara la concentrazione è molto inferiore al valore limite di $0,1 \text{ Bq/L}$ per l'acqua potabile (Linkevičius, 2013; WHO, 2011).

Passando ai campioni solidi, la sericolite (MP_SER) e la roccia (MP_MAR) mostrano basse concentrazioni di ^{210}Po , paragonabili a valori di fondo di terreni superficiali (0,01-0,2 Bq/g; Carvalho et al., 2017). Per quanto riguarda la roccia (MP_MAR), la concentrazione di ^{210}Po è confrontabile ai valori di ^{238}U e ^{226}Ra , indicando perciò un equilibrio secolare.

La concentrazione di ^{210}Po aumenta nel campione di bitume (MP_BIT), in equilibrio con il ^{210}Pb , derivando pertanto esclusivamente dal decadimento in loco di ^{210}Pb , e non da altre sorgenti. Infine, le concentrazioni di ^{210}Po e ^{210}Pb raggiungono i valori massimi nel campione di epsomite (MP), rispettivamente 5,59 e 5,93 Bq/g, confermati dai dati di spettrometria gamma (^{210}Pb 3,7 Bq/g), mentre ^{238}U e ^{226}Ra non sono stati rilevati. Sebbene l'epsomite mostri la massima concentrazione di ^{210}Po e ^{210}Pb , anche il bitume naturale è interessante, raggiungendo un valore di grandezza superiore rispetto alle altre matrici studiate. Contrariamente a ^{238}U and ^{232}Th , alcuni loro prodotti di decadimento hanno una mobilità maggiore nei fluidi. Pertanto, la concentrazione di ^{210}Po e ^{210}Pb nel bitume potrebbe essere legata alla presenza di ^{238}U e ^{232}Th nella roccia, ed alla mobilità dei relativi prodotti di decadimento all'interno di idrocarburi e acqua, come suggerito da Smith (1992). D'altra parte, anche le condizioni anossiche e ipossiche di questo particolare ambiente, unite alla presenza di metalli redox-sensitivi come Fe e Mn, abbinati alla degradazione di materia organica, potrebbero giocare un ruolo importante nella rimobilizzazione del ^{210}Po , come suggerito da vari autori (e.g. Jones et al. 2015; Persson e Holm, 2011).

Il contenuto di ^{40}K e di ^{226}Ra nella roccia MP_MAR (rispettivamente 0,38 Bq/g e 0,052 Bq/g) è superiore ai riferimenti di letteratura per rocce simili (e.g. Khan and Khan, 2001; Righi and Bruzzi, 2006). Pertanto, questa leggera anomalia potrebbe essere correlata a una maggiore presenza di K e U (e relativa serie di decadimento) nei sedimenti originari e nelle formazioni rocciose.

In natura, l'esalazione di ^{222}Rn in atmosfera è la fonte primaria di ^{210}Pb , che decade rapidamente in ^{210}Po attraverso il ^{210}Bi (Jones et al., 2015). La particolare condizione di "atmosfera confinata" nelle gallerie della miniera di Perticara rende questo ambiente molto particolare, con un contenuto molto basso di ossigeno ed elevate quantità di altri gas come CO_2 e H_2S (Belvederi et al., 2016). Allo stesso modo, l'alta concentrazione di ^{222}Rn rilevata nelle gallerie è probabilmente correlata all'atmosfera confinata, con valori variabili durante il tempo. Questa variabilità è probabilmente legata in modo diretto alla pressione atmosferica e alla ventilazione, e segue le dinamiche degli altri gas nella rete di gallerie (Belvederi et al., 2016; Sahu et al., 2016). Qui, il ^{222}Rn tende pertanto ad accumularsi, proseguendo il suo naturale processo di decadimento, producendo un relativo arricchimento di elementi come ^{210}Pb e ^{210}Po successivamente catturati dall'epsomite in crescita.

CONCLUSIONI

L'epsomite è l'unico campione che ha mostrato alte concentrazioni di ^{210}Pb e ^{210}Po , mentre ^{238}U e ^{226}Ra non sono stati rilevati. Anche il bitume ha presentato attività rilevanti di ^{210}Po , in equilibrio con il ^{210}Pb . Il resto dei campioni solidi (sericolite e roccia ospitante) ha mostrato un contenuto di ^{210}Po tipico dei suoli superficiali, con valori di ^{238}U e ^{226}Ra indicativi di un equilibrio radioattivo secolare dei radionuclidi. La leggera anomalia di ^{40}K e ^{226}Ra osservata nella roccia ospitante potrebbe essere correlata ad una maggiore presenza di K e U nei sedimenti e nelle formazioni rocciose originali. Inoltre, il contenuto di ^{210}Po nelle acque della miniera è coerente con i valori delle acque sotterranee, che hanno invece rivelato elevate concentrazioni di Al, Fe, Pb, Mg e, soprattutto, Mn.

Attualmente, considerando che la miniera di zolfo di Perticara è inattiva da decenni e interdetta al pubblico, non vi è un pericolo di esposizione umana a tali elementi. La situazione potrebbe però cambiare se venisse evidenziato uno scambio idro-geochimico delle acque di miniera con l'esterno, con particolare riferimento ad eventuali utilizzi, o se la miniera dovesse essere oggetto di interventi volti alla promozione di un turismo minerario nell'area.

Questo lavoro ha evidenziato che l'epsomite naturale, una fase minerale molto comune in vari ambienti naturali e antropici, è in grado di catturare in maniera selettiva ^{210}Pb e ^{210}Po . Per questo motivo, potrebbe essere utilizzata come minerale indicatore della presenza di elementi radioattivi in condizioni ambientali simili, contribuendo anche a garantirne una gestione sicura. Inoltre, questi risultati preliminari suggeriscono ulteriori possibili applicazioni di epsomite o altri

solfosali appositamente sintetizzati, per la cattura selettiva di Pb e Po in ambienti contaminati, o in cui vi sia elevata presenza di ^{222}Rn e simili condizioni ambientali.

Inoltre, questi risultati indicano che nelle aree con una lunga storia di attività mineraria, nonostante la dismissione, possono ancora emergere pericoli ambientali e rischi per la salute umana in termini di radioattività e PTE.

BIBLIOGRAFIA

- Anthony, J.W., Bideaux, R.A., Bladh, K.W., Nichols, M.C., *Elements, sulfides, sulfosalts. Handbook of Mineralogy*, 1990, Mineral Data Publishing, Tucson, Arizona, USA.
- Belvederi, G., Ercolani, M., Garberi, M.L., Gonnella, S., Leandri, O., Peruzzi, F., Rossi, G., Sansavini, B., *Miniera di Perticara: la complessa riesplorazione*. In: *Gessi e solfi della Romagna Orientale*, 2016, Memorie dell'Istituto Italiano di Speleologia, 31.
- Carvalho, F., Fernandes, S., Fesenko, S., Holm, E., Howard, B., Martin, P., Phaneuf, M., Porcelli, D., Pröhl, G., Twining, J., *The environmental behaviour of polonium*, 2017, Int. Atomic Energy Agency, 484.
- D'Angeli, I.M., e De Waele, J., *Analisi chimico-fisiche delle acque campionate nei gessi messiniani nelle province di Forlì-Cesena e Rimini*, In: *Gessi e solfi della Romagna Orientale*, 2016, Memorie dell'Istituto Italiano di Speleologia, 31.
- Desideri, D., Meli, M.A., Feduzi, L., Roselli, C., Rongoni, A., Saetta, D., ^{238}U , ^{234}U , ^{226}Ra , ^{210}Po concentrations of bottled mineral waters in Italy and their dose contribution, 2007, J. Environ. Radioact. 94.
- Giordani, M., *Epsomite fibrosa nella miniera di Perticara: analisi mineralogiche e implicazioni ambientali*, 2023, In: Studi Montefeltrani Vol. 35. Società di Studi Storici per il Montefeltro, ISSN: 0394-5499.
- Giordani, M., Mattioli, M., Dogan, M., Dogan, A.U., *Potential carcinogenic erionite from Lessini Mounts, NE Italy: morphological, mineralogical and chemical characterization*, 2016, J. Toxicol. Environ. Health 79 (18).
- Giordani, M., Meli, M.A., Roselli, C., Betti, M., Peruzzi, F., Taussi, M., Valentini, L., Fagiolino, I., Mattioli, M., *Could soluble minerals be hazardous to human health? Evidence from fibrous epsomite*, 2022, Environmental Research, 206.
- Giordani, M., Taussi, M., Meli, M.A., Roselli, C., Zambelli, G., Fagiolino, I. and Mattioli, M., *High-levels of toxic elements and radioactivity in an abandoned sulphur mine: Insights on the origin and associated environmental concerns*, 2024, Science of the Total Environment, 906.
- Jones, P., Maiti, K., McManus, J., *Lead-210 and Polonium-210 disequilibria in the northern Gulf of Mexico hypoxic zone*, 2015, Mar. Chem. 169.
- Khan, K., Khan, H.M., *Natural gamma-emitting radionuclides in Pakistani Portland cement*, 2001, Appl. Radiat. Isot. 54.
- Linkevičius, L., *Council directive 2013/51/EURATOM of 22 October 2013 laying down requirements for the protection of the health of the general public with regards to radioactive substances in water intended for human consumption*, 2013, Off. J. Eur. Union 296.
- Morillas, H., Maguregui, M., Trebolazabala, J., Madariaga, J.M., *Nature and origin of white efflorescence on bricks, artificial stones, and joint mortars of modern houses evaluated by portable Raman spectroscopy and laboratory analyses*, 2015, Spectrochim. Acta Mol. Biomol. Spectrosc. 136.
- Navarro, R., Pereira, D., Fernández de Arévalo, E., Sebastián-Pardo, E.M., Rodríguez-Navarro, C., *Weathering of serpentinite stone due to in situ generation of calcium and magnesium sulfates*, 2021, Construct. Build. Mater. 280 (122402).
- Nieva, N.E., Garcia, M.G., Borgnino, L., Borda, L.G., *The role of efflorescent salts associated with sulfide-rich mine wastes in the short-term cycling of arsenic: insights from XRD, XAS, and μ -XRF studies*, 2021, J. Hazard Mater. 404 (124158).
- Persson, B.R., Holm, E., *Polonium-210 and lead-210 in the terrestrial environment: a historical review*, 2011, J. Environ. Radioact. 102 (5).
- Righi, S., Bruzzi, L., *Natural Radioactivity and Radon Exhalation in Building Materials Used in Italian Dwellings*, 2006, J. Environ. Radioact. 88(2).
- Ruggieri, G., *Nota illustrativa alla Carta Geologica d'Italia alla scala 1:100.000*. In: Foglio 108 Mercato Saraceno, 1970, Servizio Geologico d'Italia, Ercolano.
- Sahu, P., Panigrahi, D.C., Mishra, D.P., *A comprehensive review on sources of radon and factors affecting radon concentration in underground uranium mines*, 2016, Environ. Earth Sci. 75.
- Smith, K.P., *An Overview of Naturally Occurring Radioactive Materials (NORM) in the Petroleum Industry*, 1992.
- Studer, A.M., Limbach, L.K., Van Duc, L., Krumeich, F., Athanassiou, E.K., Gerber, L.C., Moch, H., Stark, W.J., *Nanoparticle cytotoxicity depends on intracellular solubility: comparison of stabilized copper metal and degradable copper oxide nanoparticles*, 2010, Toxicol. Lett. 197 (3).
- World Health Organization (WHO), *Asbestos and Other Natural Mineral Fibers; Environmental Health Criteria*, 1986, Switzerland, Geneva, 53.
- World Health Organization (WHO), *World Health Organization Guidelines for Drinking Water Quality*, 2011, fourth ed.

Determinazione del tempo trascorso dall'esposizione tramite il decadimento differenziale dei rivelatori a termoluminescenza

Gianpaolo Roina¹, Debora Siqueira Nascimento^{1,2}, Riccardo Ciolini¹, Francesco d'Errico^{1,3}

¹ Scuola di Ingegneria, Università di Pisa, Largo Lucio Lazzarino, 1, 56122 Pisa (Italia).

² Istituto Nazionale di Geofisica e Vulcanologia, Via di Vigna Murata, 605, 00143 Roma (Italia).

³ School of Public Health, Yale University, and Yale Center for Emergency Preparedness and Disaster Response, New Haven, CT, (USA)

gianpaolo.roina@phd.unipi.it

Riassunto

La determinazione del tempo trascorso dall'esposizione a radiazioni ionizzanti è cruciale in scenari incidentali che coinvolgono i lavoratori radioesposti e monitorati, poiché permette una ricostruzione accurata della dose e un intervento medico tempestivo. Disporre di marcature temporali (*timestamp*) dettagliate è, inoltre, fondamentale per la conformità normativa, le indagini sugli incidenti e il miglioramento futuro della sicurezza. L'obiettivo di questo studio è stato valutare la possibilità di sfruttare la perdita di segnale cui sono soggetti i materiali luminescenti nel tempo per stimare l'intervallo trascorso dall'esposizione. In particolare, il diverso rateo di decadimento dei picchi II e III della curva di termoluminescenza del GR-200A (LiF:Mg,Cu,P) è risultato idoneo per stimare il momento dell'esposizione rispettivamente nel breve e nel medio termine, con un'incertezza che, dai test preliminari, risulta pari a ± 1 giorno e ± 1 settimana per la prima settimana e i primi due mesi dopo l'irraggiamento. Ulteriori analisi sperimentali sono in corso sulla cinetica del processo di trasferimento di carica che origina l'emissione di luce: un'analisi approfondita dei parametri sembra, infatti, suggerire la possibilità di introdurre un approccio complementare nella stima del momento dell'esposizione, che potrebbe contribuire alla riduzione dell'incertezza dei risultati.

I. INTRODUZIONE

La variazione nel tempo (*fading*) della risposta termoluminescente di alcuni materiali comunemente utilizzati nella dosimetria personale, ambientale o medica (dosimetri a termoluminescenza, TLD) rappresenta una delle loro caratteristiche distintive principali, che ne determina l'efficacia e l'affidabilità nelle misurazioni. Nelle curve di luminescenza (*glow curve*) della maggior parte dei rivelatori si possono distinguere diversi picchi, con quelli a bassa temperatura che tendono a decadere più rapidamente e vengono solitamente eliminati tramite una leggera ricottura (*pre-annealing*) post-esposizione. Tuttavia, se tale decadimento può essere descritto mediante una funzione riproducibile del tempo, il rapporto tra l'altezza (o l'area) di un picco a bassa temperatura e quella del picco principale può essere sfruttato per stimare l'intervallo di tempo tra l'esposizione e la lettura. Questo è, infatti, cruciale in scenari incidentali che coinvolgono i lavoratori, perché permette una ricostruzione accurata della dose e un intervento medico tempestivo. Disporre di marcature temporali (*timestamp*) dettagliate è, inoltre, fondamentale per la conformità normativa, le indagini sugli incidenti e il miglioramento futuro della sicurezza.

L'obiettivo di questo studio è stato valutare la possibilità di sfruttare la perdita di segnale del GR-200A (LiF:Mg,Cu,P), la cui maggiore sensibilità rispetto al più diffuso TLD-100 (LiF:Mg,Ti) consente la misurazione di dosi molto più basse che possono essere importanti sia nel monitoraggio ambientale che nella dosimetria personale. Budzanowski *et al.* (1998, 1999) hanno dimostrato, in buon accordo con esperimenti precedenti, che i picchi del LiF:Mg,Cu,P hanno un comportamento esponenziale a temperatura ambiente. In questo studio ci si è concentrati sui picchi II e III, che hanno tempi di dimezzamento di circa un giorno e 3-4 mesi, rispettivamente, e sul picco IV, che è invece stabile ed è stato adottato come termine di paragone. Studiando infatti l'evoluzione dei rapporti tra le aree dei picchi II-IV e III-IV, i diversi tempi di dimezzamento dei primi permettono di ottenere informazioni sul breve e medio termine dopo l'esposizione.

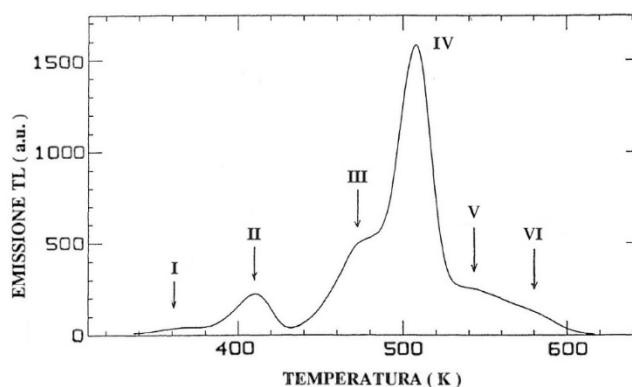
Inoltre, la decomposizione delle curve di luminescenza ha consentito di calcolare i parametri cinetici relativi al processo di trasferimento di carica. Dalla loro analisi statistica si è potuto ricostruire la distribuzione degli elettroni nelle trappole corrispondenti del reticolo cristallino, evidenziando uno spostamento progressivo verso livelli energetici più profondi con l'aumentare del tempo dall'esposizione. Sono in corso ulteriori analisi sperimentali, poiché questo fenomeno potrebbe offrire un approccio supplementare per la stima del momento dell'esposizione, contribuendo così a ridurre l'incertezza dei risultati.

II. MATERIALI E METODI

Il LiF:Mg,Cu,P è disponibile commercialmente con denominazioni diverse, a seconda del produttore. In questo studio è stato utilizzato il GR-200A (Solid Dosimetric Detector & Method Laboratory, Beijing, Cina), venduto in forma di dischi (di seguito, "cristalli") di 4.5 mm di diametro e 0.8 mm di spessore. Lo spettro di emissione luminosa è simile (DeWerd *et al.*, 1983) a quello del più diffuso TLD-100 (LiF:Mg,Ti), ma la sua maggiore sensibilità consente la misurazione di dosi più basse, il che può essere importante nelle applicazioni ambientali così come nella dosimetria del personale. La risposta alla dose è lineare fino a circa 1 Gy (Knoll, 2010).

Una tipica curva di termoluminescenza del LiF:Mg,Cu,P è composta da sei picchi nell'intervallo di temperatura da 90 °C a 350 °C (fig. 1). Il nostro studio si è concentrato sui picchi II, III e IV, in quanto l'emivita di pochi minuti del picco I ne impedisce l'utilizzazione pratica, mentre la lettura dei picchi V e VI richiede temperature superiori a 240 °C che sono da evitare in quanto possono causare una perdita di sensibilità nel cristallo.

Figura 1 – Curva di termoluminescenza completa del LiF:Mg,Cu,P



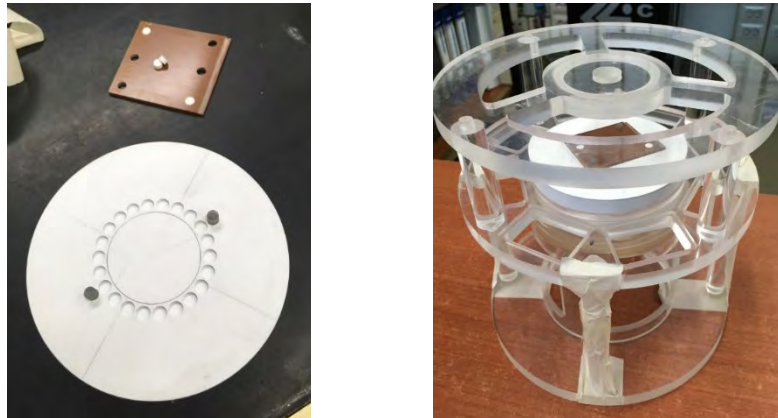
Adattata da (Delgado *et al.*, 1990).

Nella fase di analisi dei dati, il picco IV, che ai fini pratici può essere considerato stabile nel tempo (è infatti utilizzato nelle applicazioni dosimetriche del LiF:Mg,Cu,P), è stato preso come riferimento con cui confrontare i picchi II e III che, invece, decadono con il tempo dopo l'esposizione. In particolare, le loro diverse emivite di circa un giorno e 3-4 mesi (Martella, 1993), rispettivamente, forniscono informazioni sul breve e medio periodo dopo l'irraggiamento. È utile sottolineare che un *fading* pronunciato è tipicamente considerato una caratteristica sfavorevole per un materiale luminescente, che ne limita l'utilizzabilità soprattutto nelle applicazioni dosimetriche. Al contrario, esso è di fondamentale importanza per l'applicazione qui proposta.

Partendo da un set iniziale di 146 cristalli si è cercato, anzitutto, di identificare un gruppo più ampio possibile di cristalli estremamente omogenei, che mostrassero la stessa risposta ($\pm 5\%$) ad un valore imposto di dose assorbita di 1 mGy. Gli irraggiamenti sono stati condotti nel Laboratorio di Misure Nucleari presso la Scuola di Ingegneria dell'Università di Pisa. Un disco porta-cristalli di acqua solida (PTW Dosimetry, 2024), montato al centro di un supporto in plexiglas appositamente progettato (fig. 2), ospitava fino a 20 cristalli per irraggiamento, fissando a 38 mm la loro distanza da una sorgente radioattiva di Ra-226 da

2.22 MBq inserita in cima al supporto. Uno strato di acqua solida di 2 mm è stato aggiunto come spessore di *build-up*. Questa configurazione richiede circa quattro ore per erogare una dose di 1 mGy.

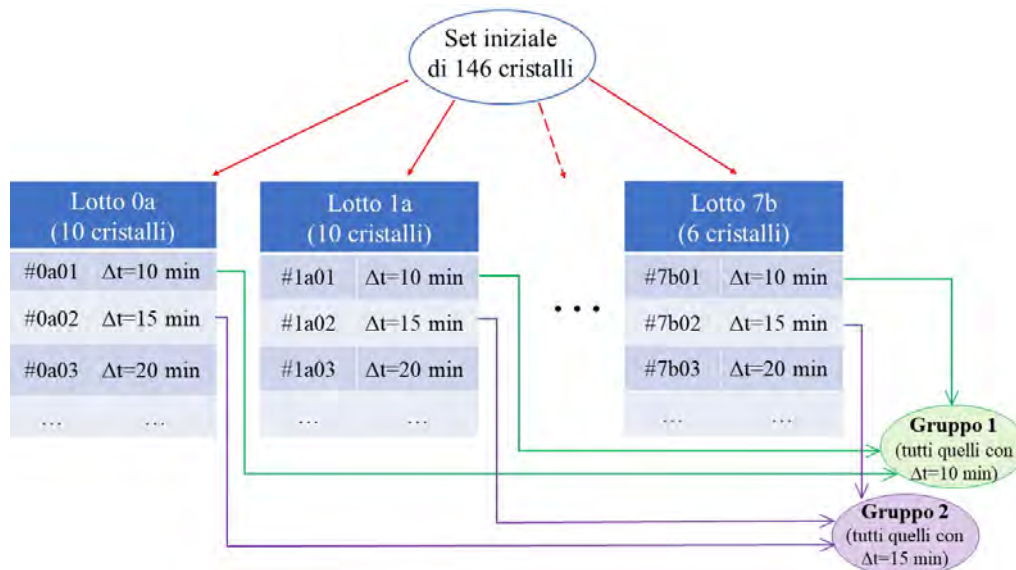
Figura 2 – Apparato sperimentale



Disco porta-cristalli e spessore di build-up (sinistra) montati all'interno di un supporto in Plexiglas (destra) appositamente progettato.

Il set iniziale è stato diviso in lotti (denominati $0a^1, 1a, 1b, 2a, 2b, \dots, 7b$), ciascuno comprendente dieci cristalli (tranne per il lotto $7b$, che ne conteneva soltanto sei). I lotti sono stati sottoposti ad un primo ciclo di irraggiamenti e letture a 1 mGy in ~ 4 h. Un secondo ciclo, allo stesso rateo di dose ma con dose finale diversa (~ 4 mGy in 15 h), è stato effettuato per escludere tutti i cristalli che sembrassero mostrare una dipendenza non lineare della risposta dalla dose assorbita. I dati acquisiti dalla lettura dei vari lotti sono stati quindi riorganizzati in gruppi caratterizzati dallo stesso tempo trascorso tra la fine dell'irraggiamento e la lettura del cristallo (fig. 3).

Figura 3 - Dettaglio illustrativo dello schema di segmentazione del database

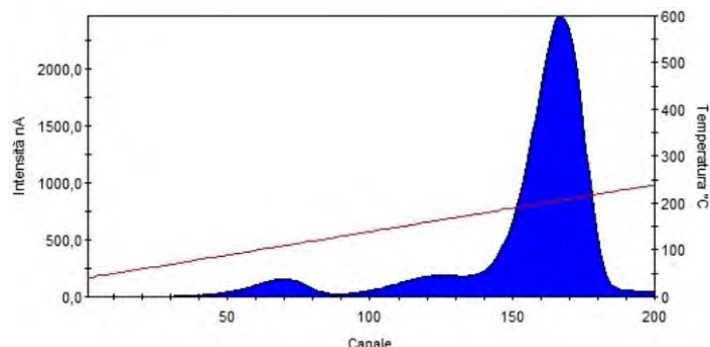


Per l'acquisizione delle curve di luminescenza è stato utilizzato un lettore TLD Harshaw 4500, dotato di un sistema di riscaldamento a resistenza elettrica (*planchet*) in

¹ Il lotto $0a$ è stato introdotto per gestire i cristalli che, negli irraggiamenti preliminari, avevano mostrato una risposta difforme dal resto del set iniziale.

atmosfera di azoto. Ogni cristallo veniva letto seguendo un profilo lineare di temperatura (*Time-Temperature Profile, TTP*) da 40 °C a 240 °C in 200 secondi. La scelta di adottare la velocità di riscaldamento minima consentita dal lettore (1 °C/s) è stata dettata dall'esigenza di ottenere la maggior separazione possibile tra il picco III e la coda a bassa temperatura del picco IV. Di conseguenza, le massime intensità di luminescenza dei tre picchi sono state misurate a circa 110, 160 e 210 °C. Il campionamento di ciascuna curva di luminescenza avveniva in 200 punti (fig. 4), pari al numero di canali del lettore. Infine, una fase di *annealing* seguiva l'acquisizione dei dati, mantenendo l'elemento termoluminescente a 240 °C per 10 s. Il segnale residuo misurato era pari all'1-2% del valore di lettura corrispondente.

Figura 4 – Curva di termoluminescenza acquisita dal lettore TLD



In rosso, il profilo di temperatura adottato.

Tramite il software GlowFit v1.3 (Puchalska *et al.*, 2006) le curve di luminescenza così acquisite sono state decomposte nei picchi costituenti. Il software si basa su un modello di cinetica del primo ordine con profilo di riscaldamento lineare, secondo il quale la dipendenza dalla temperatura dell'intensità di emissione termoluminescente associata a un singolo picco, $I(T)$, è data da:

$$I(T) = I_m \exp\left(\frac{E}{kT_m} - \frac{E}{kT}\right) \exp\left(-\frac{E}{kT_m^2} \int_{T_m}^T \exp\left(\frac{E}{kT_m} - \frac{E}{kT'}\right) dT'\right)$$

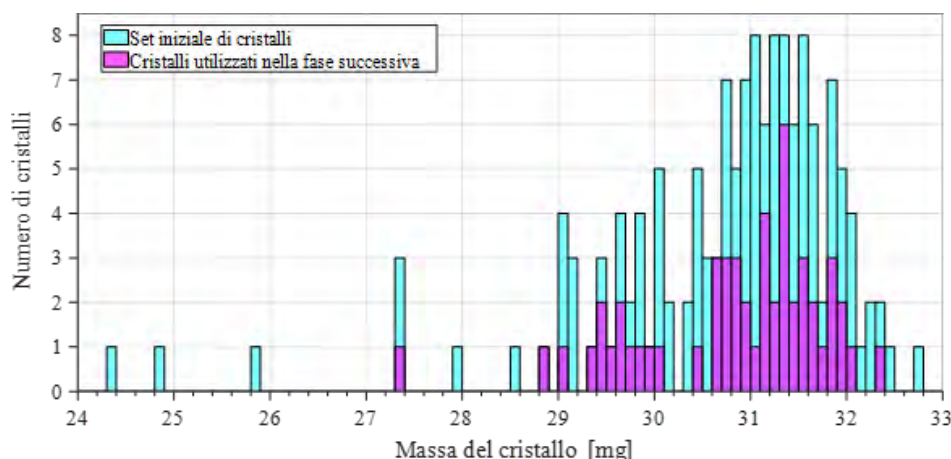
dove k è la costante di Boltzmann. Nella formula sono messi in evidenza i tre parametri cinetici E , T_m , e I_m (rispettivamente, profondità della trappola e temperatura e intensità del massimo) calcolati dal software. È possibile, inoltre, impostare i parametri a , b e c che definiscono il rumore di fondo, modellato con andamento esponenziale $a + b \cdot \exp(T/c)$ e sottraibile dalla curva di luminescenza. Data una stima iniziale dei suddetti parametri, il software calcola una curva teorica da confrontare con i dati sperimentali. Il processo di *fitting* è di tipo iterativo e utilizza l'algoritmo di Levenberg–Marquardt per minimizzare la funzione χ^2 associata alla combinazione dei dati sperimentali con quelli calcolati dal software. Un parametro denominato "*Figure of Merit*" (*FOM*) descrive la qualità del *fitting*:

$$FOM [\%] = \frac{\sum_i |y_i - y(x_i)|}{\sum_i y_i} \cdot 100\%$$

dove y_i è il valore della curva sperimentale corrispondente al canale di temperatura i e $y(x_i)$ è il valore della funzione di *fitting* calcolata al centro dello stesso canale. I parametri del *fitting* così calcolati per ciascuna *glow curve* sono stati memorizzati mantenendo la suddivisione in gruppi sopra citata.

In parallelo, utilizzando una bilancia analitica ABT 100-5NM Kern® (risoluzione di 0,01 mg), è stata misurata la massa di ciascun cristallo (fig. 5), che in ultima analisi influenza l'intensità di emissione termoluminescente per una stessa dose assorbita. I valori di carica misurati dal lettore sono stati quindi riferiti all'unità di massa del cristallo.

Figura 5 – Distribuzione delle masse dei cristalli nel set iniziale



Sono evidenziati in viola i cristalli che sono stati scelti, al termine del processo di selezione descritto nei paragrafi seguenti, per la fase successiva di studio.

Successivamente, i dati sperimentali acquisiti e i parametri cinetici calcolati sono stati elaborati insieme mediante uno *script* MATLAB appositamente sviluppato, al fine di analizzare la distribuzione dell'area totale della *glow curve* di ogni cristallo sotto ciascuno dei tre picchi di interesse, per poi confrontare tra loro i vari cristalli. In particolare, lo *script* calcola tutte le possibili combinazioni di un dato insieme di elementi in sottogruppi di diverse dimensioni (cioè che nel calcolo combinatorio prende il nome di “combinazioni semplici di classe k di n oggetti”, con $k = 1, 2, \dots, n$). Pertanto, i vari cristalli che compongono ciascun gruppo (si veda fig. 3) venivano confrontati non solo con tutti gli altri del gruppo contemporaneamente ($k = n$), ma anche in tutte le possibili combinazioni di $k = 2, 3, \dots, (n - 1)$ cristalli. In questo modo, la risposta media di ogni combinazione (e, di conseguenza, la banda di accettabilità del 5%) non è influenzata da tutti gli elementi del gruppo iniziale, ma solo da quelli comprendenti la combinazione in esame. Questo facilita l'identificazione dei sottogruppi di cristalli che mostrano una risposta pressoché identica (entro il 5% della rispettiva media) al valore di dose dato.

Nello *script* è stato anche introdotto il criterio di Chauvenet per identificare e rimuovere automaticamente eventuali valori anomali (*outliers*). Secondo tale criterio, un valore x in una popolazione di n campioni può essere scartato (vale a dire, considerato un *outlier*) se:

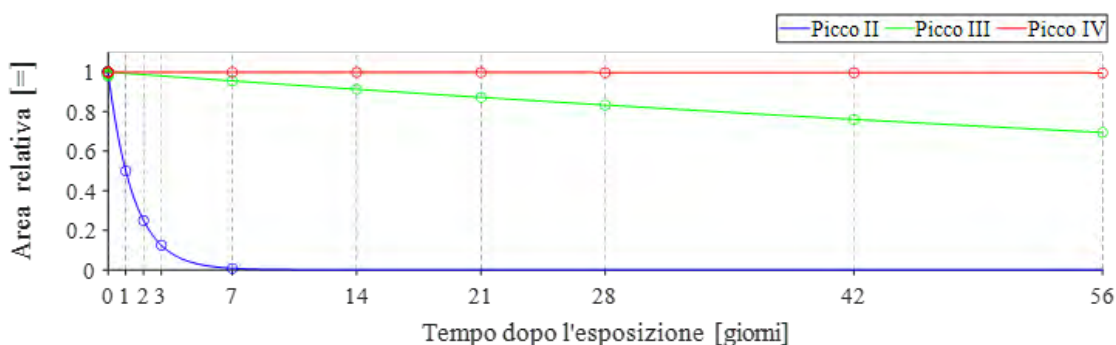
$$1 - P\left(z \leq \frac{|x - \mu|}{\sigma}\right) \leq \frac{1}{4n}$$

dove μ e σ sono la media e la deviazione standard della popolazione, e $P\left(z \leq \frac{|x - \mu|}{\sigma}\right)$ è la funzione di probabilità cumulata di una distribuzione normale standard. Si noti che il primo membro dell'espressione rappresenta la probabilità di ottenere una misura che si discosti dalla media della popolazione più del valore considerato.

Lo *script* è stato quindi eseguito separatamente su ciascun gruppo. Dopo ogni esecuzione, un ulteriore passaggio di selezione, basato sul numero di elementi (cardinalità) componenti ciascuna combinazione di cristalli omogenei, permetteva di rimuovere quelle a cardinalità più bassa i cui elementi erano tutti parte di una combinazione di cardinalità superiore.

Questo ha permesso di restringere il campo a un numero ristretto di combinazioni (di seguito, “serie”), che avevano l'ulteriore pregio di essere caratterizzate da un numero diverso di cristalli. Ciò risultava adeguato alle diverse scale temporali dei tre picchi. Infatti, le serie di cardinalità maggiore si adattavano meglio al *trend* più lungo (alcuni mesi), ma a variazione più lenta, associato al picco III. D'altro canto, serie a cardinalità più bassa erano sufficienti per catturare il decadimento rapido del picco II.

Figura 6 – Campionamento temporale delle letture



Punti di campionamento temporali adottati per la lettura dei set di cristalli omogenei individuati dalla procedura di selezione. Per maggiore chiarezza, sono stati sovrapposti gli andamenti qualitativi delle aree dei singoli picchi, rapportate ai valori corrispondenti registrati al termine dell'esposizione.

Le serie così identificate sono state quindi irraggiate una seconda volta e le rispettive letture sono state effettuate adottando i seguenti punti di campionamento temporali (fig. 6):

- $t = 0$ (immediatamente dopo l'esposizione), 1, 2, 3 e 7 giorni per le serie di cardinalità quattro e cinque (serie da 1 a 5 in fig. 7);
- $t = 0, 7, 14, 21, 28, 42, 56$ giorni per le serie di cardinalità maggiore (serie da 6 a 11 in fig. 8).

In aggiunta, l'adozione di uno schema di lettura sfalsato ha permesso di avere popolazioni statistiche simili per i vari punti di campionamento temporale scelti.

Infine, le curve di luminescenza ottenute sono state decomposte utilizzando GlowFit, e un nuovo script MATLAB ha analizzato le specifiche dei tre picchi in termini di rapporti tra le aree sottostanti. I risultati ottenuti sono riportati nella sezione seguente.

III. RISULTATI E DISCUSSIONE

La variazione nel tempo dei rapporti delle aree dei picchi II e IV, e III e IV, ha generato le curve di *fading* necessarie per l'applicazione prevista. Mediante una regressione non lineare ai minimi quadrati, è stato possibile approssimare i dati sperimentali (in termini di rapporti di aree) di ciascuna serie di cristalli con una legge di decadimento esponenziale semplice, a singolo termine, della forma $y = ae^{bx}$ ($b < 0$). I risultati sono mostrati nelle figg. 7 e 8. La coerenza delle curve di *fading* ottenute deriva inevitabilmente dai requisiti stringenti di omogeneità imposti durante il processo iniziale di selezione dei cristalli.

In un'ipotetica applicazione pratica, una volta calcolati i rapporti delle aree dei picchi, le intersezioni con le curve di *fading* forniscono una stima del tempo trascorso dal momento dell'esposizione. L'incertezza associata riflette il grado di discrepanza tra le curve, il che sottolinea l'importanza di utilizzare un insieme di cristalli che rispondano nel modo più simile possibile. Nelle sperimentazioni preliminari condotte, la risoluzione temporale del sistema è stata di ± 1 giorno e ± 1 settimana, rispettivamente, durante la prima settimana e i primi due mesi dopo l'esposizione.

Figura 7 – Curve di decadimento del rapporto tra le aree dei picchi II e IV

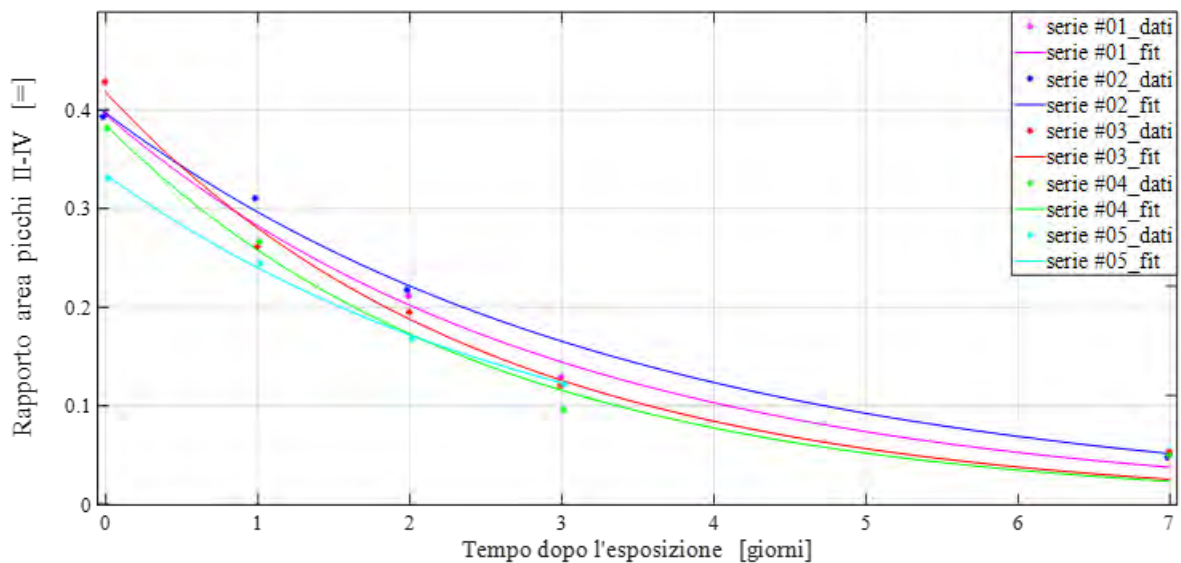
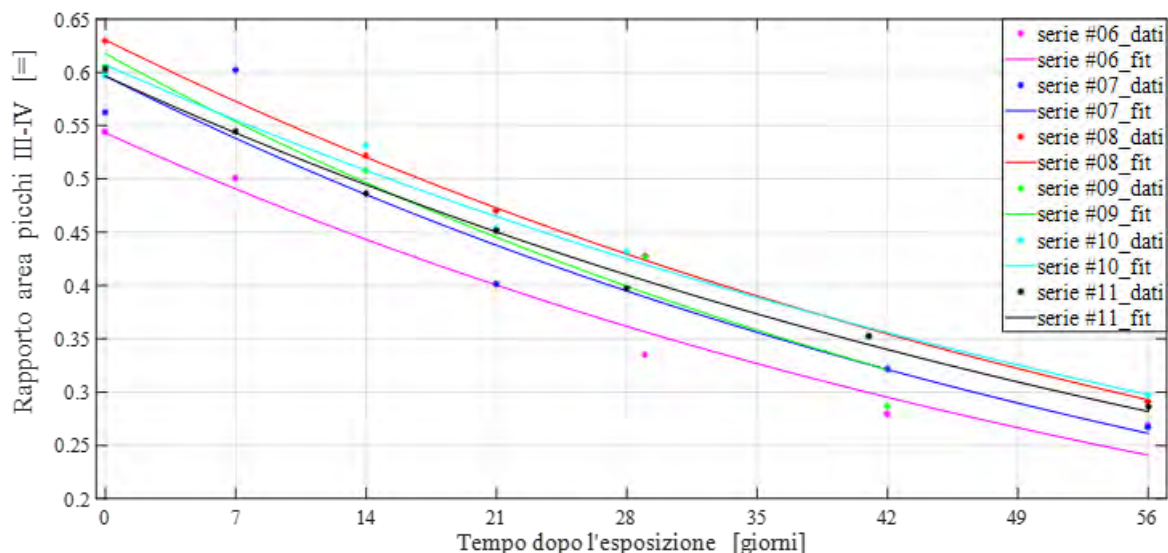


Figura 8 – Curve di decadimento del rapporto tra le aree dei picchi III e IV



In parallelo è stata calcolata, in prima approssimazione, la dose minima che un cristallo dovrebbe assorbire per poter generare una carica distinguibile dal rumore di fondo. Nello scenario di riferimento ipotizzato (fig. 9), l'operatore transita a velocità v davanti ad una massa m di materiale radioattivo con attività specifica A' e costante gamma Γ . Assumendo un percorso rettilineo, la distanza tra il rivelatore e la sorgente è data, istante per istante, da $r(t) = \sqrt{x^2(t) + d^2}$, risultando in una dose assorbita pari a:

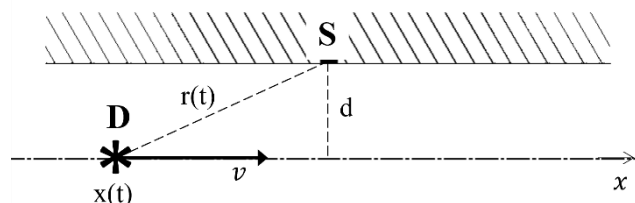
$$D = \int_{t=0}^{t=\infty} \frac{\Gamma \cdot A' \cdot m}{r^2(t)} dt = \int_{t=0}^{t=\infty} \frac{\Gamma \cdot A' \cdot m}{x^2(t) + d^2} dt = \int_{x=-\infty}^{x=\infty} \frac{\Gamma \cdot A' \cdot m}{x^2 + d^2} \frac{1}{v} dx = \frac{\Gamma \cdot A' \cdot m}{v \cdot d} \pi.$$

Imponendo che D sia almeno uguale alla Dose Minima Rilevabile (DMR) del rivelatore si ottiene la quantità minima m di materiale radioattivo che può essere rilevata. Il valore della DMR è stato calcolato utilizzando una metodologia riportata in letteratura (Furetta *et al.*, 2000), che la pone pari al triplo della deviazione standard delle letture a dose nulla del dosimetro, σ_0 , espressa in unità di dose:

$$DMR = 3\sigma_0 \cdot F$$

dove F è il fattore di calibrazione in Gy/nC. Nel caso in esame, l'emissione di termoluminescenza (in nC) ad 1 mGy di dose assorbita era già disponibile, per ciascun cristallo, dalla fase iniziale di selezione. Per calcolare i valori di σ_0 è stato invece necessario eseguire un certo numero di letture ripetute dei cristalli successivamente al loro *annealing*. Il valore risultante della dose minima rilevabile è stato calcolato essere di pochi μGy .

Figura 9 – Scenario di riferimento



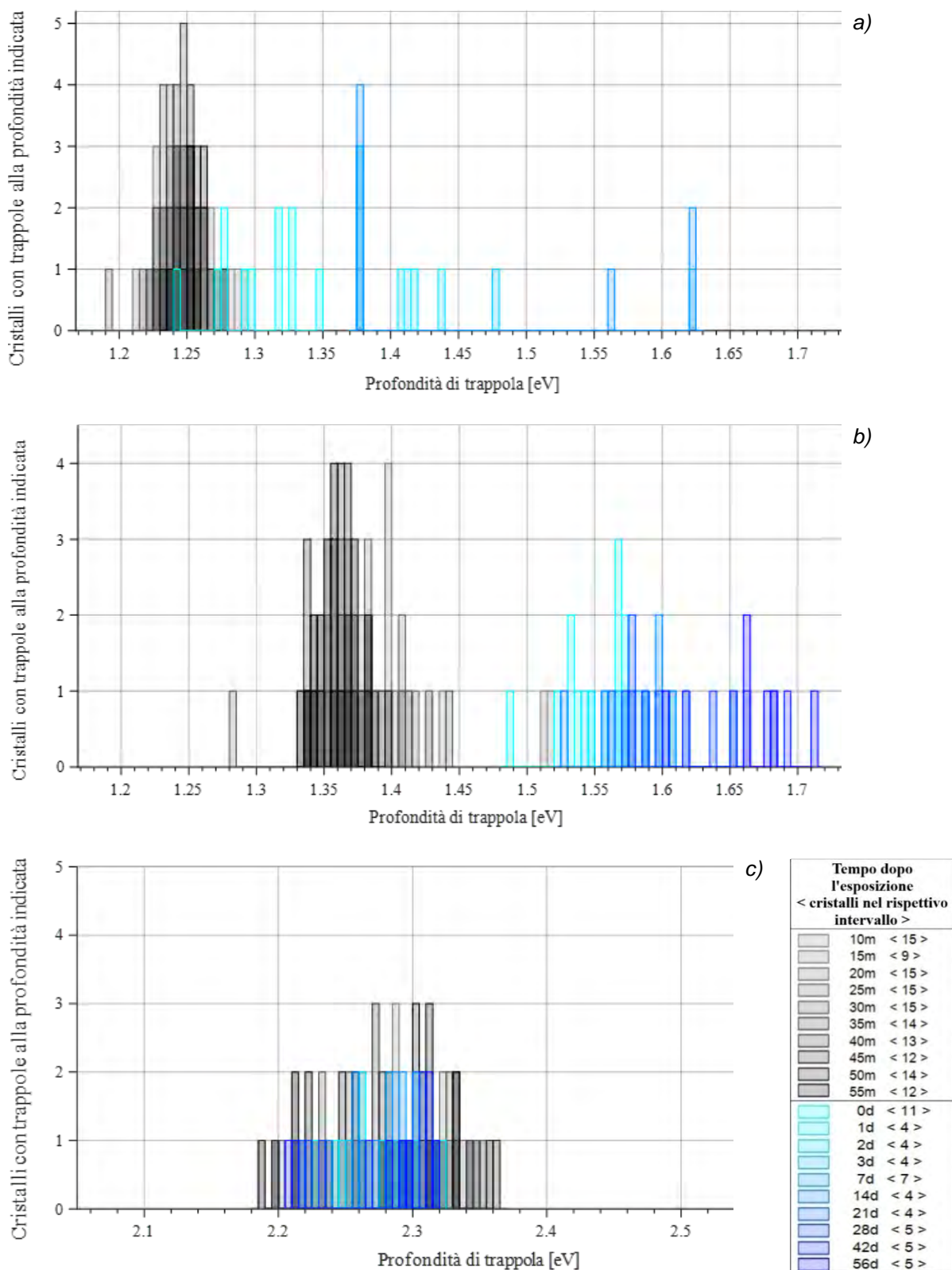
Il dosimetro D transita a velocità v davanti alla sorgente S.

In ultimo, per approfondire lo studio, si è tentato di descrivere statisticamente la struttura interna dei cristalli utilizzati. Lo scopo era quello di determinare la profondità dei livelli energetici localizzati responsabili delle proprietà termoluminescenti. Per ogni picco di luminosità, è stato costruito un istogramma che mostrasse la distribuzione dei valori corrispondenti di profondità di trappola calcolati dal software GlowFit per i vari cristalli. Successivamente, essendo noto il tempo trascorso tra la fine dell'irraggiamento e le relative letture, sono stati separati i contributi a ciascun istogramma provenienti da insiemi di cristalli caratterizzati dallo stesso intervallo di *fading*. Questo approccio ha permesso di rivelare quella che sembra essere un'evoluzione, col tempo, della distribuzione degli elettroni intrappolati in ciascun livello energetico. I risultati sono mostrati in fig. 10 utilizzando tonalità di colore sempre più scure per intervalli di *fading* più lunghi. Nelle figure sono stati sovrapposti i risultati di due cicli di irraggiamenti e letture caratterizzati da campionamenti temporali differenti. Quello in scala di grigi è limitato a 55 min dopo l'esposizione e riprende i risultati del processo iniziale di selezione dei cristalli. L'altro si estende, invece, su 56 giorni e si riferisce al ciclo di irraggiamenti e letture descritto alla fine della sezione precedente (si veda fig. 6). Lo spostamento elettronico è più evidente per i picchi II e III (fig. 10a e 10b), mentre la fig. 10c suggerisce una possibile struttura fine del livello energetico associato al picco dosimetrico IV.

È necessario sottolineare che ciascuna barra dei vari istogrammi si riferisce a un sottoinsieme diverso dei 146 cristalli iniziali. I dati al momento disponibili non permettono di avvalorare o confutare alcuna delle ipotesi formulate per spiegare quanto osservato. Una di queste è che il fenomeno si verifichi su scala assoluta: gli elettroni intrappolati potrebbero spostarsi verso livelli energetici più profondi con l'aumentare del tempo di *fading*, oppure essere rilasciati dai livelli energetici più profondi ma poi ricatturati dalle trappole più superficiali. In alternativa, si è ipotizzato che ai picchi II e III sia associata una struttura energetica fine, e che quanto osservato sia il risultato di un graduale aumento, in termini relativi, della popolazione dei sottolivelli più profondi rispetto a quelli più superficiali con l'aumentare del tempo dopo l'esposizione. Sebbene tutti i sottolivelli vengano popolati durante la fase di irraggiamento, infatti, quelli più superficiali tenderebbero a rilasciare gli elettroni intrappolati ad un rateo maggiore. Al momento della lettura del cristallo l'emissione di luce sarebbe, quindi, associata principalmente al rilascio degli elettroni intrappolati nei sottolivelli più profondi, e la conseguente analisi tramite GlowFit la assocerebbe ad un valore maggiore di profondità di trappola.

Al momento sono in corso ulteriori analisi sperimentali, in quanto un'adeguata caratterizzazione del fenomeno introdurrebbe un approccio supplementare per determinare il tempo trascorso dal momento dell'esposizione, che andrebbe ad integrare i calcoli basati sul rapporto delle aree dei picchi e potrebbe ridurre l'incertezza sui risultati ottenuti.

Figura 10 – Distribuzioni dei valori calcolati di profondità di trappola



Il raggruppamento dei cristalli in base al tempo trascorso tra esposizione e lettura (si veda la legenda) evidenzia una possibile evoluzione temporale delle distribuzioni dei picchi II (a) e III (b). La distribuzione relativa al picco IV (c) suggerisce una struttura energetica fine associata alla trappola corrispondente.

Un ulteriore miglioramento che potrebbe essere apportato al sistema sarebbe quello di estenderne l'applicabilità ad intervalli di tempo maggiori dopo l'esposizione. L'emivita di tre mesi del picco III del LiF:Mg,Cu,P, infatti, potrebbe non essere sufficiente per verifiche effettuate annualmente. Una soluzione sarebbe quella di valutare l'utilizzo di materiali luminescenti alternativi con picchi più longevi.

IV. CONCLUSIONI

Questo studio fornisce prove ulteriori a supporto dell'utilizzo dei materiali luminescenti per determinare il tempo trascorso da un'esposizione accidentale a radiazioni ionizzanti. La dipendenza temporale dei rapporti delle aree dei picchi a bassa temperatura della curva di termoluminescenza del LiF:Mg,Cu,P può essere sfruttata per stimare il tempo tra l'esposizione e la lettura. In questo studio, il calcolo dei rapporti delle aree sottostanti i picchi II, III e IV del GR-200A ha fornito una risoluzione temporale di ± 1 giorno e ± 1 settimana, rispettivamente, sulla prima settimana e sui primi due mesi dopo l'esposizione. In aggiunta, la validazione, e conseguente caratterizzazione, di quella che sembra essere una redistribuzione intra-banda della carica intrappolata con l'aumentare del tempo dopo l'esposizione, potrebbe contribuire a ridurre l'incertezza sul risultato finale. Infine, è importante sottolineare che la scelta del materiale gioca un ruolo cruciale nel determinare l'adeguatezza del sistema, in quanto l'emivita dei picchi è direttamente correlata alla frequenza di ispezione prevista.

BIBLIOGRAFIA

- Budzanowski M., Sáez-Vergara J. C., Gómez-Ros J. M., Romero A., Ryba E., "The fading of different peaks in LiF:Mg,Cu,P (MCP-N and GR-200A) TL detectors", *Radiat. Meas.*, vol. 29, no. 3-4, pp. 361-364, 1998, [https://doi.org/10.1016/S1350-4487\(98\)00028-6](https://doi.org/10.1016/S1350-4487(98)00028-6)
- Budzanowski M., Sáez-Vergara J. C., Ryba E., Bilski P., Olko P., Waligórski M. P. R., "Estimation of the time elapsed between exposure and readout using peak ratios of LiF:Mg,Cu,P (MCP-N, GR200A)", *Radiat. Prot. Dosim.*, vol. 85, no. 1, pp. 149-152, 1999, <https://doi.org/10.1093/oxfordjournals.rpd.a032822>.
- Delgado A., Gomez-Ros J. M., Bacci C., Damilano R., Furetta C., Rispoli B., Zhu J., Cai G. G., "Study of the kinetics parameters in LiF:Mg,Cu,P", CIEMAT-658, 1990.
- DeWerd L. A., Cameron J. R., Da-Ke W., Papini T., Das I. J., "Characteristics of a New Dosimeter Material: LiF(Mg,Cu,P)", *Radiat. Prot. Dosim.*, vol. 6, no. 1-4, pp. 350-352, 1983, <https://doi.org/10.1093/oxfordjournals.rpd.a082948>.
- Knoll G. F., "Radiation detection and measurement", 4th ed., John Wiley & Sons, 2010.
- Furetta C., Prokic M., Salamon R., Kitis G., "Dosimetric characterisation of a new production of MgB4O7:Dy,Na thermoluminescent material", *Appl. Radiat. Isot.*, vol. 52, no.2, pp. 243-250, 2000, [https://doi.org/10.1016/S0969-8043\(99\)00124-4](https://doi.org/10.1016/S0969-8043(99)00124-4).
- Martella E., "Dosimetric Characteristics of LiF:Mg,Cu,P (GR-200A)", ASG-Applicazioni Scientifiche Generali, 1993.
- PTW Dosimetry, *Water-equivalent RW3 slab phantom*, 2024, <https://www.ptwdosimetry.com/en/products/rw3-slab-phantom/>
- Puchalska M., Bilski P., "GlowFit – a new tool for thermoluminescence glow-curve deconvolution", *Radiat. Meas.*, vol. 41, no. 6, pp. 659-664, 2006, <https://doi.org/10.1016/j.radmeas.2006.03.008>.

Validazione di un digital twin per la caratterizzazione delle interferenze elettromagnetiche: sviluppo di un sensore per la stima delle tensioni indotte da campi magnetici lentamente variabili su pacemaker e defibrillatori impiantabili.

Cecilia Vivarelli^{1,2}, Sara D'Eramo³, Federica Censi¹, Giovanni Calcagnini¹, Eugenio Mattei¹

¹Istituto Superiore di Sanità, Dipartimento MACA, Roma

²Università degli Studi di Roma Tor Vergata, Dipartimento DICII, Roma

³Università degli Studi di Roma "La Sapienza", Dipartimento DIET, Roma

cecilia.vivarelli@iss.it

Riassunto

Le sorgenti di campo elettromagnetico (CEM) che operano nel range di frequenze compreso tra 10 kHz e 200 kHz sono tra le più insidiose per le potenziali interferenze indotte su pacemaker (PM) e defibrillatori impiantabili (ICD). In questo intervallo di frequenza, alcuni dei meccanismi alla base dell'interazioni tra CEM ed impianto richiedono ancora oggi analisi ed approfondimenti specifici. Lo scopo di questo lavoro è la realizzazione di un physical twin, ovvero il «gemello» fisico, dell'impianto di PM/ICD, che consenta sia di raccogliere nuove misure ed evidenze sperimentali, gettando così le basi per la realizzazione di un digital twin, che di predire il comportamento del dispositivo impiantato una volta definite le condizioni di esposizione. In particolare, il physical twin dell'impianto di PM/ICD, realizzato nella forma di un circuito di misura capace di rilevare segnali nell'intervallo di frequenza compreso tra 10 kHz e 200 kHz, ha come scopo principale quello di fornire misure ed evidenze sperimentali per meglio caratterizzare i seguenti aspetti relativi alla ddp indotta nel circuito d'ingresso di PM e ICD in modalità unipolare e bipolare: i) la dipendenza dalla frequenza del CEM e ii) il ruolo della posizione dell'impianto all'interno del busto umano. I risultati ottenuti hanno mostrato che le ddp indotte in modalità unipolare e bipolare dipendono dalla frequenza in maniera differente e che dipendono anche dal posizionamento dell'impianto all'interno del corpo. Alla luce dei risultati ottenuti è opportuno condurre ulteriori accertamenti per consentire una più corretta interpretazione del fenomeno che potrebbero risultare utili per un eventuale aggiornamento dell'impianto normativo.

INTRODUZIONE

Negli ultimi anni si è assistito ad una sempre più larga diffusione di nuove tecnologie basate sulla generazione di campo elettromagnetico (CEM) nel range di frequenza compreso tra i 10 e i 200 kHz: i sistemi RFID, i varchi antitaccheggio e i sistemi di ricarica wireless sono esempi di queste tecnologie. Accanto agli indubbi vantaggi che queste tecnologie offrono, è importante considerare i potenziali pericoli da esse derivanti come le interferenze elettromagnetiche su altri dispositivi elettronici. Queste interferenze meritano una specifica attenzione quando coinvolgono dispositivi medici, ed in particolare dispositivi medici impiantabili attivi (DMIA), quali pacemaker (PM) e defibrillatori impiantabili (ICD). Queste sorgenti rappresentano infatti una potenziale fonte di rischio per PM e ICD per due aspetti fondamentali: i) generano CEM con un contenuto spettrale nella banda di lavoro di questi dispositivi impiantabili; ii) sono sorgenti nuove, non ancora adeguatamente e pienamente considerate negli standard tecnici che definiscono i limiti di immunità per i DMIA (ISO 14117, 2019). Alcune evidenze scientifiche mostrano come questi CEM possano effettivamente interagire con il funzionamento di PM e ICD e porre rischi non trascurabili per la salute del paziente (Seidman et al, 2009; Vivarelli et al, 2024). Per formare la base di future revisioni/aggiornamenti di questi standard, sarebbe quindi importante riuscire a produrre nuovi dati ed evidenze sperimentali sugli effetti che questi campi sono in grado provocare. Per far ciò è però necessario un maggior approfondimento dei fenomeni alla base degli eventi interferenti nell'intervallo di frequenza in cui operano queste nuove sorgenti. Questo approfondimento può richiedere una combinazione di conoscenze e competenze di alto livello e strumentazioni non comuni e tecnologicamente avanzate. In particolare, un aspetto che merita un'analisi più approfondita è il ruolo svolto dalla modalità di programmazione della funzione di sensing in PM e ICD esposti a CEM. Questo aspetto richiede setup di misura e scenari di esposizione molto sofisticati, quindi, pur essendo di grande interesse dal punto di

vista normativo, le evidenze sperimentali sono limitate. Nello specifico, esistono due diverse modalità di programmazione:

- Sensing Unipolare: l'attività elettrica del cuore viene misurata come differenze di potenziale tra la punta dell'elettrocattetero (chiamato "tip") e lo chassis metallico dello stimolatore;
- Sensing Bipolare: l'attività elettrica del cuore viene misurata come differenze di potenziale tra la punta dell'elettrocattetero ed un secondo elettrodo a forma di anello (denominato "ring") tipicamente posizionato a 2-4 cm dal tip.

La scelta della modalità di programmazione del sensing dipende dalla valutazione clinica che esegue il medico. Dato il principio di funzionamento il sensing in modalità bipolare è meno sensibile alle interferenze causate da disturbi esterni rispetto alla modalità unipolare, nella quale la maggiore distanza che esiste tra i due elettrodi di misura aumenta la sensibilità a eventuali gradienti elettrici che possono essere indotti nel corpo, ad esempio a seguito all'esposizione a CEM.

La minore sensibilità del sensing bipolare nei confronti dei disturbi elettromagnetici è tenuta in considerazione anche negli standard tecnici che stabiliscono i requisiti minimi di immunità ai CEM per PM e ICD (EN 45502-2-1, 2003; EN 45502-2-2, 2008; ISO 14117, 2019). Questi standard prevedono infatti segnali di prova che, nel caso di programmazione in bipolare, sono ridotti in ampiezza di un fattore 10 rispetto ai test condotti con sensing unipolare. Tuttavia, alcuni studi pubblicati in letteratura che hanno affrontato in modo specifico il problema della stima delle differenze di potenziale (ddp) indotte in unipolare e bipolare (Silny, 2001; Irnich, 2002; Hille, 2009, Seidman, 2021) evidenziano come il fenomeno sia complesso e come sia necessario approfondire alcuni aspetti che potrebbero modificare quanto finora ritenuto valido. In particolare, emerge come il rapporto di 10 tra le ddp indotte in modalità unipolare e bipolare possa considerarsi valido alle basse frequenze (50-60 Hz e comunque < 10 kHz). Per campi compresi nell'intervallo di frequenze tra 10 e 200 kHz, invece, è necessario considerare ulteriori aspetti oltre alle semplici proprietà geometriche dell'impianto. Tali aspetti richiedono ancora approfondimenti e analisi specifiche per determinarne il reale impatto nella stima delle ddp indotte e l'eventuale necessità di una revisione delle normative vigenti.

Ad oggi, infatti, non esistono studi e strumenti di analisi che abbiano affrontato in modo completo e sistematico tutti gli aspetti coinvolti nel complesso fenomeno di interazione tra impianto e CEM. In futuro, questo strumento potrebbe essere rappresentato dal digital twin del paziente portatore di PM/ICD, permettendo di predire il comportamento del dispositivo impiantato una volta definite le condizioni di esposizione. Per raggiungere questo obiettivo, è però necessario aumentare il livello attuale di conoscenza.

A tal fine, in questo lavoro è stato realizzato un modello fisico di un portatore di impianto di PM/ICD esposto a CEM nel range di frequenze 10 kHz-200 kHz, in grado di riprodurre i meccanismi di accoppiamento elettromagnetico, e raccogliere misure ed evidenze sperimentali, finalizzate alla comprensione dei fenomeni coinvolti ed alla realizzazione di un modello numerico dell'impianto (digital twin). Questo modello fisico rappresenta quindi il "physical twin" da cui poter sviluppare il digital twin. In questo contesto, quindi, il termine "physical twin" è utilizzato per descrivere un modello fisico di un impianto reale di PM/ICD, opportunamente sensorizzato per misurare le differenze di potenziale indotte dall'interazione con un CEM, alle frequenze di interesse.

In particolare, il physical twin (modello fisico) realizzato è un circuito elettrico in grado di misurare segnali indotti da CEM sull'impianto del PM/ICD nell'intervallo di frequenza compreso tra 10 kHz e 200 kHz. Questo circuito è stato utilizzato per analizzare i seguenti aspetti coinvolti nell'induzione della ddp al circuito d'ingresso di PM e ICD in modalità unipolare e bipolare, a seguito dell'esposizione ai CEM: i) la dipendenza dalla frequenza del CEM e ii) il ruolo della posizione dell'impianto all'interno del busto umano.

IL PHYSICAL TWIN DEL PM/ICD

Le specifiche di progettazione che il physical twin deve soddisfare comprendono:

- La possibilità di connessione ad elettrocatteteri commerciali, sia unipolari che bipolari;
- Il funzionamento quando immerso all'interno di liquidi come le soluzioni saline tipicamente utilizzate per simulare i tessuti biologici nelle misure sperimentali di compatibilità elettromagnetica;

- La capacità di registrare in continuo la ddp che si presenta ai suoi ingressi, sia tra la punta dell'elettrocattetero ed un secondo punto che riproduce lo chassis metallico del PM/ICD (modalità unipolare), sia tra i due elettrodi tip e ring (modalità bipolare);
- Trasmettere in modalità wireless i segnali registrati ad un computer per la visualizzazione in tempo reale delle misure raccolte;
- Misurare segnali nell'intervallo di frequenze compreso tra 10 kHz e 200kHz e di intensità dell'ordine dei livelli di riferimento indicati dalle linee guida ICNIRP (50-100 μ T. ICNIRP 1998), con una dinamica compatibile con una alimentazione a batteria.

Per rispondere alle specifiche ora elencate, il physical twin del PM/ICD è stato realizzato nella forma di un circuito integrato dotato di connettività Bluetooth e composto dai seguenti elementi:

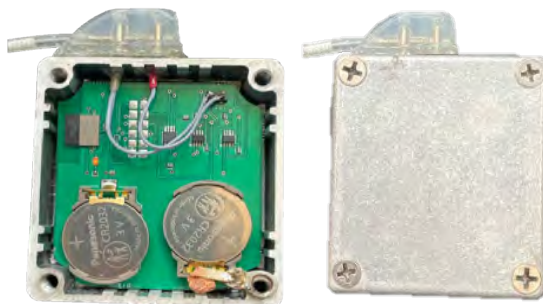
- Convertitore RMS-to-DC (LTC1968, Analog Devices), che genera in uscita una ddp continua pari al valore RMS del segnale in ingresso. Può funzionare sia ad ingresso singolo riferito a massa che con ingresso differenziale, ed ha un guadagno costante nell'intervallo di frequenze 50 Hz – 500 kHz.
- Due switch (ADG619, CMOS single-pole double-throw (SPDT), Analog Device), controllati in digitale, che permettono di selezionare l'ingresso al convertitore RMS-to-DC. In particolare permettono di scegliere se presentare il segnale in modalità unipolare (i.e. unico segnale riferito a massa) o bipolare (differenze tra due segnali);
- Modulo integrato costituito da un microcontrollore ed una antenna Bluetooth (ISP1507-AX, Insightsip) che controlla lo stato dei due switch, legge l'output del convertitore RMS attraverso il convertitore AD e lo invia, tramite Bluetooth, ad un ricevitore esterno.

Per rendere il sistema di dimensioni compatibili per essere alloggiato all'interno di una scatola che avesse le dimensioni simili a quelle di un reale PM/ICD, il circuito è stato realizzato con componenti a montaggio superficiale montate su di un PCB a doppia faccia, di dimensioni 45x50mm (Fig.1). Tutta la circuiteria è posizionata all'interno di una scatola metallica dotata di chiusura ermetica con o-ring che la rende impermeabile e che ne permette l'immersione all'interno dei simulatori di tronco realizzati con soluzione salina. La scatola metallica è collegata alla massa del circuito di misura e funge da elettrodo di ritorno per le misure in configurazione unipolare, simulando quindi lo chassis metallico di PM/ICD. La connessione con l'elettrocattetero è ottenuta utilizzando una reale testina in silicone di un PM monocamerale incollata sul lato della scatola metallica. La testina permette il collegamento ad elettrocatteteri bipolari (tip e ring, standard IS-1) L'intero sistema è alimentato da due batterie a bottone a litio CR2032, facilmente disponibili in commercio e che garantiscono una alimentazione nominale di 3 V. Il firmware implementato sul microcontrollore permette di controllare attraverso due linee digitali le uscite degli switch analogici che selezionano l'ingresso al misuratore RMS. In particolare, sono state configurate tre possibili misurazioni:

- Misura unipolare del tip: la ddp viene misurata tra la punta dell'elettrocattetero e la scatola metallica che simula lo chassis del PM/ICD;
- Misura unipolare del ring: la ddp viene misurata tra il secondo elettrodo dell'elettrocattetero (ring) e la scatola metallica che simula lo chassis del PM/ICD;
- Misura bipolare: la ddp viene misurata tra i due elettrodi dell'elettrocattetero (tip e ring).

Il firmware del microcontrollore implementa inoltre il protocollo di trasmissione Bluetooth che permette al sistema di essere controllato in modalità wireless e trasmettere verso un PC esterno i dati raccolti, grazie ad una interfaccia grafica realizzata sul PC in Labview (National Instrument, USA). È così possibile ricevere in tempo reale i valori di ddp misurati, modificare la modalità di misurazione (unipolare tip, unipolare ring e bipolare), interrompere la misurazione e spegnere il sistema.

Figura 1 – Il physical twin del PM/ICD

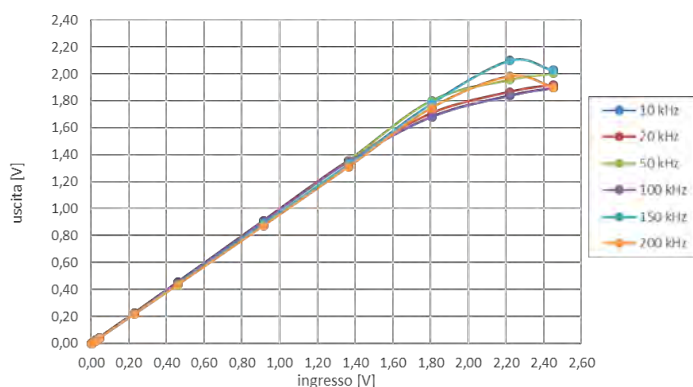


Il physical twin dell'impianto di PM/ICD, realizzato nella forma di un circuito di misura capace di rilevare segnali nell'intervallo di frequenza compreso tra 10 kHz e 200 kHz,

CARATTERIZZAZIONE DEL CIRCUITO DI MISURA

Inizialmente, è stata effettuata una caratterizzazione metrologica del sistema, nel range di interesse tra 10 kHz e 200 kHz. La risoluzione teorica del sistema può essere stimata a partire dalle caratteristiche del convertitore A/D utilizzato all'interno del microcontrollore per acquisire il segnale di uscita del misuratore RMS. Il convertitore è stato programmato per effettuare la conversione a 12 bit su un fondo scala di 600 mV, con un fattore di guadagno pari a 4. La massima risoluzione a cui il sistema può arrivare risulta dunque pari a 0,6 mV.

Figura 2 – Caratterizzazione del circuito di misura



Curve ingresso-uscita per ognuna delle frequenze testate. La dinamica del segnale è 5 mV – 1,5 V.

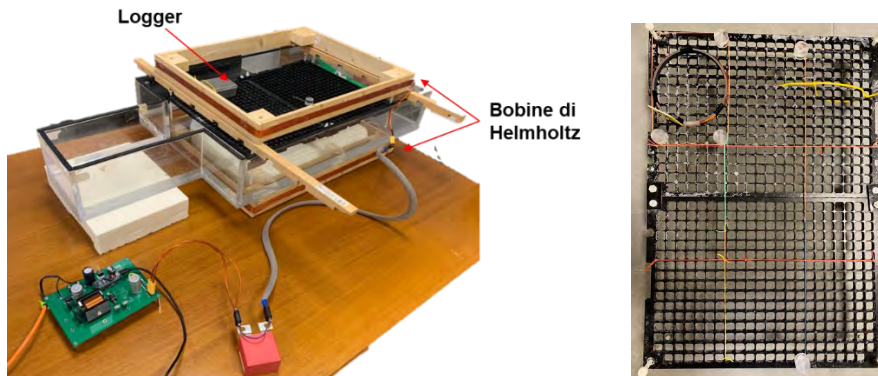
Naturalmente la risoluzione reale del sistema risulta più alta del valore teorico ora calcolato. Per stimare risoluzione effettiva e la massima ampiezza del segnale misurabile dal sistema è stato iniettato un segnale noto, attraverso un sistema costituito da generatore (Rhode&Shwartz SMB 100A 9kHz-3.2GHz) ed amplificatore (Toeller TOE 7608 wide band amplifier), direttamente sull'ingresso del circuito di misura (senza elettrocatetere connesso), di ampiezza crescente, a partire da 0 V a circa 2,5 V. In Fig.2 sono riportate le curve ottenute per ogni frequenza. Il segnale con l'ampiezza minima misurato, ovvero la risoluzione del sistema, è circa 5 mV ed ha una relazione ingresso-uscita lineare fino a 1,5V, oltre il quale la misura inizia a saturare.

IL SISTEMA DI GENERAZIONE DEL CAMPO MAGNETICO

Come secondo passo, è stato progettato e realizzato un sistema di esposizione capace di generare, nel range di frequenze di interesse, un campo magnetico omogeneo sull'area tipicamente occupata dal PM/ICD, con valori di intensità almeno pari a quanto ammesso per l'esposizione professionale secondo le linee guida ICNIRP (i.e. 100 μ T, ICNIRP, 1998). Il sistema è stato realizzato grazie ad una collaborazione con il Dipartimento di Ingegneria Industriale e dell'Informazione e di Economia dell'Università dell'Aquila. Consiste di due bobine di Helmholtz rettangolari, di lato 50x40 cm e 6 spire ciascuna, ed è pilotato tramite un circuito risonante controllato da computer: grazie all'utilizzo di condensatori posti in serie tra il circuito di pilotaggio e le bobine, il sistema è in grado di far scorrere correnti superiori a 2 A e

generare un campo magnetico di intensità superiore a $100 \mu\text{T}$ alle seguenti frequenze: a 10 kHz, 20 kHz, 50 kHz, 100 kHz, 150 kHz e 200 kHz. Le due bobine sono distanziate di 20 cm e sono posizionate sopra e sotto una vasca (dimensioni del corpo centrale di 44x66 cm) che simula il tronco di un uomo, e al cui interno è presente una griglia per permettere l'alloggiamento del circuito di misura. La vasca, realizzata in plexiglass secondo le indicazioni dello standard ASTM F2182-19e2, è riempita con soluzione salina ad una concentrazione che riproduce la conducibilità media dei tessuti nell'intervallo di frequenze di interesse (0.2 S/m). In Fig. 3a è riportato l'intero set up di esposizione utilizzato per le prove.

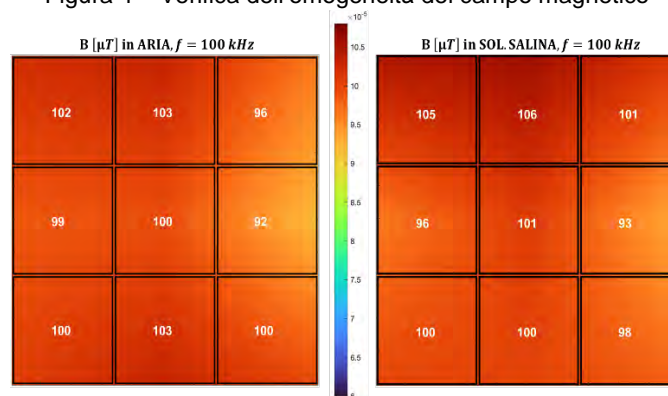
Figura 3 – Set-up sperimentale per le misure di ddp indotta



Sistema di esposizione completo (a), e suddivisione della griglia per la caratterizzazione di B (b).

Prima di effettuare le misure di ddp con il sistema di misura, è stato necessario verificare l'ipotesi di campo magnetico omogeneo nel simulatore di tronco. Questa verifica è stata effettuata sia in aria che con il simulatore riempito di soluzione salina, con la griglia di supporto suddivisa in 9 quadranti (Fig.3b), corrispondenti a 9 punti di misura. In ogni quadrante, il campo generato dal sistema di esposizione è stato misurato attraverso una sonda (5 spire circolari con diametro di 11,2 cm, superficie interna 100 cm^2), applicando la legge di Faraday. Per ogni frequenza, è stato generato un campo B pari a $100 \mu\text{T}$ nel quadrante centrale. Durante tutte le misure, la corrente erogata dal sistema è stata monitorata attraverso un anello di misura per la corrente (AH Systems BCP-619 100 Hz - 100 MHz Broadband RF Current Probe), in modo da avere un valore di riferimento da utilizzare in tutte le condizioni di esposizione generate.

Figura 4 – Verifica dell'omogeneità del campo magnetico



Mappatura del campo B a 100 kHz sia in aria (sinistra) che in soluzione salina (destra).

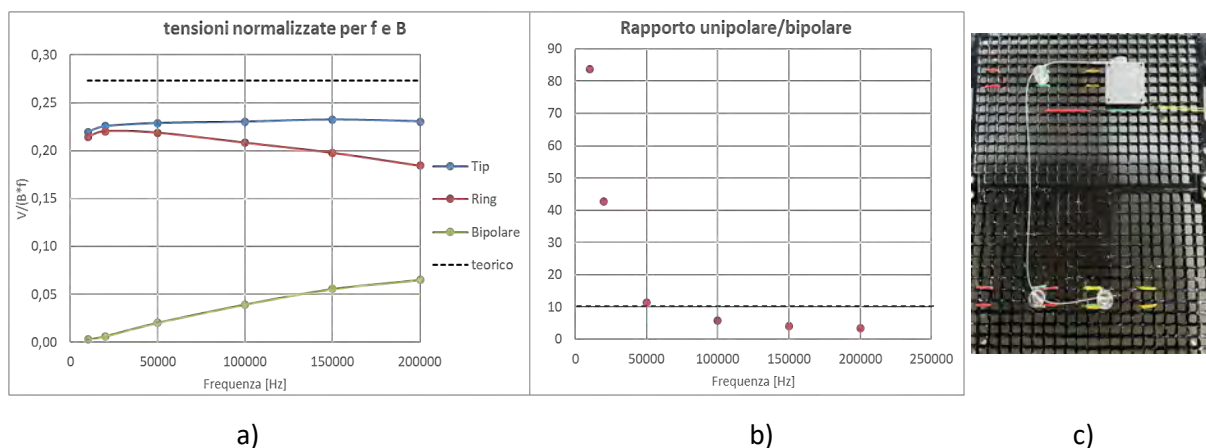
In Fig.4 sono riportati come esempio i risultati della caratterizzazione a 100 kHz, sia in aria che in soluzione salina: si può notare come il campo B generato garantisca un'omogeneità accettabile, con una tolleranza massima del 10% in aria e 12% in acqua.

RISULTATI

VALUTAZIONE DEL COMPORTAMENTO IN FREQUENZA DEL RAPPORTO UNIPOLARE/BIPOLARE

La prima analisi effettuata è stata la misura delle ddp indotte dal campo magnetico, in unipolare e bipolare, alle frequenze di test selezionate, per una stessa configurazione di impianto. Il circuito di misura è stato quindi connesso ad un elettrocatetere commerciale (Guidant-Boston Scientific GDT 4474/438-25S, lunghezza 58 cm, fissaggio attivo) e posizionato sulla griglia all'interno del manichino, in modo da realizzare un'area di induzione che fosse la più ampia possibile, ma allo stesso tempo restare lontano dai bordi del simulatore di tronco. Nella configurazione così ottenuta l'area risultante è pari a 450 cm² (Figura 5c). Per ogni frequenza, la ddp è stata misurata per più valori di campo, in modo da considerare anche eventuali effetti dovuti all'intensità del segnale misurato. In particolare, sono stati generati campi B con intensità di 16, 30, 50 μT per 100, 150 e 200 kHz, mentre per i 50 kHz erano 50, 100, 150 μT ed infine a 10 e 20 kHz erano 50, 100, 150, 200 μT. Questa differenza dei valori di campo B è stata dettata dalla necessità di lavorare nella zona lineare di funzionamento del circuito di misura, evitando che l'uscita andasse in saturazione alle frequenze più alte. Tutti i valori di tensione indotta acquisiti sono stati successivamente normalizzati per il rispettivo valore di campo e frequenza, per facilitarne il successivo confronto. I risultati sono riportati nei grafici in Fig.5. Nel primo (Fig.5a) sono mostrati i valori medi di tensione indotta su tip e ring (in modalità unipolare) ed in bipolare, insieme al valore di tensione teorica calcolata con la legge di Faraday. La ddp normalizzata misurata per il tip risulta sostanzialmente costante al variare della frequenza del campo magnetico, in linea con l'andamento costante del valore teorico. Diversamente invece, la ddp sul ring sembra mostrare un andamento di tipo passa basso, andando a diminuire con l'aumentare della frequenza. Coerentemente con gli andamenti osservati per tip e ring, la ddp in bipolare aumenta all'aumentare della frequenza.

Figura 5 – Variazione delle ddp in funzione della frequenza del campo magnetico



Andamento in frequenza della ddp (normalizzata per il valore di B e della frequenza) misurata. La linea tratteggiata indica il valore di ddp teorica stimato con la legge di Faraday (a). Variazione del rapporto tra le ddp misurate in unipolare (tip) e bipolare. La linea tratteggiata indica il valore 10:1 attualmente assunto negli standard internazionali. (c) Configurazione testata.

Nel secondo grafico invece (Fig.5b) è riportato il rapporto unipolare/bipolare calcolato al variare della frequenza, raffigurato sempre come valore medio per i diversi valori di campo B. Il risultato più importante è che questo rapporto varia notevolmente al variare della frequenza, partendo da un valore maggiore di 80 e tendendo, invece, quasi all'unità per frequenze vicino ai 200 kHz.

EFFETTO DELLA POSIZIONE DELL'IMPIANTO ALL'INTERNO DEL SIMULATORE

Il secondo set di misure è stato dedicato alla valutazione dell'effetto del posizionamento dell'impianto sulla ddp misurata. In questo caso, la medesima configurazione è stata riprodotta

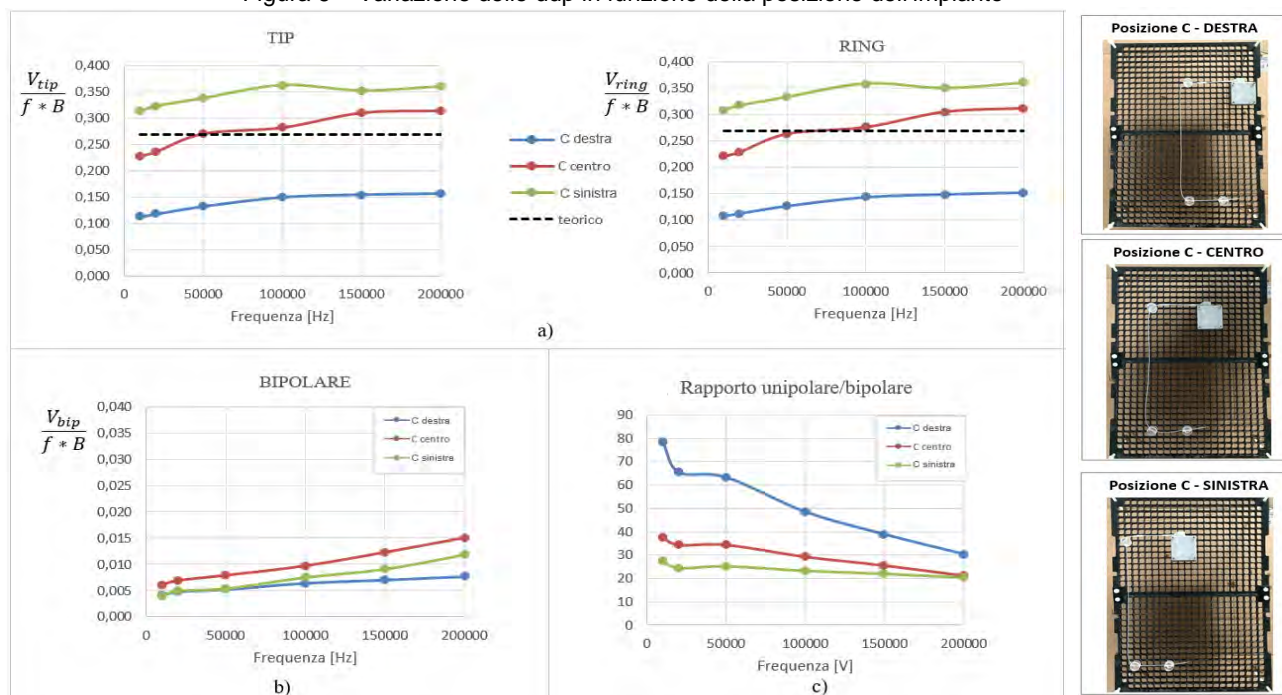
in tre zone della griglia all'interno del simulatore di tronco, e, per ognuna di queste posizioni è stata misurata la ddp alle 6 frequenze selezionate. In particolare, nella configurazione scelta, l'elettrocattetero è stato posizionato per realizzare un percorso a C e descrivere un'area di induzione pari a 429 cm². Le tre posizioni testate sono riportate in Fig. 6 e sono state etichettate come posizione C-centro, C-destra, e C-sinistra, in funzione del posizionamento del sistema di misura. Sempre in Fig. 6 sono riportati i valori di ddp indotta nelle tre posizioni testate e normalizzati per la frequenza e il campo B. La posizione che determina una ddp indotta su tip e ring maggiore è la C-sinistra (Fig. 6a), in cui il tratto verticale dell'elettrocattetero si trova vicino al bordo del manichino e alla bobina di Helmholtz. Per quanto riguarda invece le misure in bipolare (Fig. 6b), la posizione per cui è stata osservata la ddp maggiore (C-centrale) non corrisponde al caso di maggiore ddp unipolare. Il comportamento in frequenza è però lo stesso nelle tre posizioni testate: all'aumentare della frequenza la ddp misurata in bipolare aumenta. In conseguenza il rapporto unipolare/bipolare (Fig. 6c), anche in questo secondo set di misure, diminuisce all'aumentare della frequenza.

DISCUSSIONE

Il physical twin del fenomeno di interazione tra impianto di PM/ICD e CEM nel range 10kHz-200kHz ha fornito evidenze sperimentali per meglio caratterizzare alcuni aspetti del complesso fenomeno di interazione tra l'impianto e i campi elettromagnetici, nell'intervallo di frequenze compreso tra 10 e 200 kHz.

Il primo aspetto che ha permesso di approfondire è stata la dipendenza dalla frequenza del valore di ddp indotta dai CEM in modalità unipolare e bipolare.

Figura 6 – Variazione delle ddp in funzione della posizione dell'impianto



Misura della ddp (normalizzata per il valore di B e della frequenza) al variare della posizione del circuito di misura nel simulatore di tronco: valori unipolari per tip e ring (a), misura in bipolare (b), e rapporto unipolare/bipolare (c).

Questo aspetto è di particolare importanza, non solo limitatamente ad aspetti scientifici, ma anche perché le norme tecniche che oggi definiscono i limiti di immunità ai CEM per PM e ICD, assumono che la programmazione bipolare comporti una minore sensibilità ai disturbi elettromagnetici e riducono di un fattore 10 tali limiti per la programmazione bipolare rispetto a quella unipolare. Questa scelta, basata principalmente su considerazioni di tipo geometrico, non considera nessun possibile effetto legato alla frequenza del CEM, effetto che invece viene descritto in alcuni lavori pubblicati in letteratura (Hille, 2009). Se, in funzione della frequenza del CEM o di altri fattori diversi delle semplici proprietà geometriche dell'impianto, il rapporto tra disturbo indotto in unipolare e bipolare dovesse risultare più basso di 10, potrebbero

verificarsi delle condizioni di esposizioni per le quali il corretto funzionamento del dispositivo impiantato non sarebbe più garantito degli attuali standard tecnici.

I risultati raccolti con il circuito di misura proposto evidenziano come, in effetti, esista una dipendenza dalla frequenza nella ddp indotta, non spiegabile dalla semplice applicazione della legge dell'induzione e diversa in modalità unipolare rispetto alla modalità bipolare. In una configurazione che massimizza l'area descritta dall'elettrocattetero e realizzata nella zona centrale del simulatore di tronco (Fig. 5), il rapporto unipolare bipolare ha mostrato una progressiva diminuzione, passando da valori intorno ad 80 a 10 kHz, ad un valore che tende ad 1 a 200 kHz. Il comportamento osservato per questa particolare configurazione è coerente con quanto riportato nel lavoro di Hille et al, in cui l'aumento della ddp indotta in bipolare veniva descritto a partire da un modello circuitale equivalente dell'impianto e dell'interfaccia elettrodo-tessuto che si crea per tip e ring dell'elettrocattetero.

La riduzione del rapporto unipolare/bipolare all'aumentare della frequenza è anche ipotizzato nel lavoro pubblicato da Stunder et al (Stunder, 2021) sulla base di misure condotte in-vivo su pazienti portatori di PM ed esposti a campi magnetici variabili. Nello studio è stato infatti osservato come, per segnali con frequenza vicina a 200 kHz, i fenomeni di EMI avvenissero a partire dagli stessi valori di campo magnetico, indipendentemente dalla modalità di programmazione unipolare o bipolare, con un conseguente rapporto tra disturbo indotto in unipolare e bipolare vicino ad 1.

Un secondo aspetto che è emerso dalle misure sperimentali raccolte è la dipendenza delle ddp indotte dalla posizione occupata dall'impianto all'interno del simulatore di tronco. In particolare, le ddp più alte sono state misurate, in unipolare, quando l'elettrocattetero correva parallelo e vicino ad uno dei bordi del simulatore di tronco (posizione C-sinistra). Questo può essere dovuto al fatto che la ddp indotta dipende sia contributo dato dalla spira formata dall'elettrocattetero, sia da quello delle correnti indotte dal campo magnetico nel simulatore di tronco, indipendentemente dalla presenza dell'impianto (Silny, 2001). Queste correnti, conseguenza di un gradiente elettrico che si crea all'interno della soluzione salina, sono più intense verso l'esterno del simulatore di tronco e tendono a diminuire man mano che ci sposta verso l'interno. Coerentemente con questa interpretazione, i valori di ddp più bassi si sono osservati per la posizione C-destra, in cui l'elettrocattetero presenta il suo tratto verticale al certo del simulatore, dove tali correnti sono nulle. È importante sottolineare come il contributo alla ddp dato da queste correnti indotte non debba necessariamente sommarsi a quello dovuto alla presenza dell'impianto, ma, in funzione del percorso compiuto dall'elettrocattetero e della posizione occupata dall'impianto, possa anche sottrarsi a questo e quindi determinare una ddp più bassa rispetto a quella stimata con la sola legge dell'induzione di Faraday.

L'effetto della posizione dell'impianto nel determinare la ddp indotta è anche evidenziato negli standard tecnici che si occupano di EMI per PM e ICD (ISO 14117, EN 50527-2-1). Viene infatti sottolineato come un impianto di PM/ICD all'interno del corpo non possa essere trattato come una spira chiusa su cui applicare direttamente la legge dell'induzione, dal momento che il percorso che va dalla punta dell'elettrocattetero allo chassis del dispositivo impiantato non si realizza attraverso un percorso univoco ma piuttosto attraverso un percorso distribuito su tutti i tessuti. L'ipotesi di approssimare questo percorso con la linea che unisce la punta dell'elettrocattetero allo chassis può considerarsi sicuramente valida in un mezzo conduttivo infinitamente esteso. Al diminuire della distanza dai bordi, diminuisce l'area effettiva dell'impianto e di conseguenza diminuisce anche la ddp che, per la sola legge dell'induzione, compare all'ingresso del dispositivo. Le misure descritte in questo lavoro confermano questo effetto: la minore ddp è stata infatti osservata quando il misuratore è stato posizionato con la punta dell'elettrocattetero e lo chassis in prossimità del bordo del simulatore (C-destra). Inoltre, la ddp più vicina al valore teorico stimato con la legge dell'induzione è stata ottenuta per la posizione in cui il misuratore risultava più distante dai bordi (C-centrale).

Per quanto riguarda il rapporto unipolare/bipolare, anche in questo secondo set di misure è stata evidenziata una diminuzione all'aumentare della frequenza, per tutte e tre le posizioni studiate. In questo caso però il valore minimo di questo rapporto non è mai sceso sotto 10 (rapporto a 200 kHz \approx 20 per le configurazioni C-centro e C-sinistra).

CONCLUSIONI

Il physical twin dell'impianto di PM/ICD descritto in questo lavoro ha evidenziato come il rapporto tra le ddp indotte in modalità unipolare e bipolare nell'intervallo di frequenze compreso tra 10 e 200 kHz dipenda dalla frequenza ed in particolare diminuisca all'aumentare della frequenza. Alla luce dei risultati ottenuti il rapporto 10:1, attualmente utilizzato per i test di immunità di PM/ICD, non può essere considerato sempre vero e conservativo per tutte le frequenze e sicuramente sono necessarie ulteriori misure per consentire una più corretta interpretazione del fenomeno ed eventualmente un aggiornamento dell'impianto normativo. Inoltre, anche il posizionamento dell'impianto all'interno del corpo gioca un ruolo importante nel determinare le ddp indotte, sia in unipolare che in bipolare.

RINGRAZIAMENTI

Gli autori desiderano ringraziare Federica Ricci e Federico Campagna per il prezioso supporto dato nella realizzazione del set up sperimentale e nella raccolta dei dati.

BIBLIOGRAFIA

Comité Européen de Normalisation (CEN). EN 50527-2-1:2016: *Procedure for the assessment of the exposure to electromagnetic fields of workers bearing active implantable medical devices - Part 2-1: Specific assessment for workers with cardiac pacemakers*. 2016.

Hille S, Eichhorn KF, Gonschorek, KH. *Interference voltage and interference threshold in pacemakers with unipolar and bipolar electrodes*. 2009 IEEE International Symposium on Electromagnetic Compatibility, Austin, TX, USA, 2009, pp. 147-152.

International Commission on Non-Ionizing Radiation Protection (ICNIRP). *Guidelines for limiting exposure to time-varying electric and magnetic fields (1 Hz to 100 kHz)*. Health Phys 99:818–836; 2010.

International Standard Organization (ISO). ISO 14117:2019 - *Active implantable medical devices — Electromagnetic compatibility — EMC test protocols for implantable cardiac pacemakers, implantable cardioverter defibrillators and cardiac resynchronization devices*; 2019.

Irnich W. *Electronic security systems and active implantable medical devices*. Pacing Clin Electrophysiol, 25 (2002), pp. 1235-1258

Seidman SJ, Bassen HI. *Determining EMC Test Levels for Implantable Devices in Bipolar Lead Configuration*. Biomed Instrum Technol. 2021 Jul 1;55(3):91-95.

Seidman SJ, Brockman R, Lewis BM, Guag J, Shein MJ, Clement WJ, Kippola J, Digby D, Barber C, Huntwork D. *In vitro tests reveal sample radiofrequency identification readers inducing clinically significant electromagnetic interference to implantable pacemakers and implantable cardioverter-defibrillators*. Heart Rhythm. 2010 Jan;7(1):99-107.

Silny A, Scholten J. *The Interference Threshold of Unipolar Cardiac Pacemakers in Extremely Low Frequency Magnetic Fields*. Journal of Medical Engineering & Technology, 2001; 25 (5): 185–94.

Stunder D. *Beeinflussung kardialer implantate durch magnetfelder in zwischenfrequenzbereich*, Shaker Verlag, Dezember 2020, ISBN: 978-3-8449-7755-1

Vivarelli C, Censi F, Calcagnini G, Freschi F, Giaccone L, Canova A, Mattei E. *Electromagnetic Immunity of Pacemakers and Implantable Defibrillators to Wireless Power Transfer Systems for Automotive: A Provocative Study*. IEEE Transactions on Electromagnetic Compatibility, 2024; vol. 66, no. 1, pp. 97-107.

FINANZIAMENTI

Il lavoro è stato finanziato con i fondi del progetto BRIC 2022 - ID 36 Valutazione e gestione del rischio derivante da esposizione a nuove sorgenti di campo elettromagnetico per la tutela dei lavoratori portatori di dispositivi medici impiantabili attivi

Utilizzo del BSS per la caratterizzazione neutronica di un locale di calibrazione con sorgente di Am-Be

F. Chiarelli¹, R. Donghia¹, A. Esposito¹, D. Chiti¹, B. Nese¹

¹Laboratori Nazionali di Frascati (LNF-INFN)

Email: federico.chiarelli@lnf.infn.it

INTRODUZIONE

Il presente lavoro tratta la completa caratterizzazione neutronica del locale di calibrazione sito presso i Laboratori Nazionali di Frascati del INFN, attraverso il Sistema di Sfere di Bonner (BSS) [Bonner T.W., 1960; Mares V., 1994]. Questa è finalizzata alla completa conoscenza dei contributi di scattering del campo neutronico al fine di svincolare le future calibrazioni dall'utilizzo dello *shadow cone* generalmente impiegato secondo la ISO 8529 [ISO8529-2;2000]. Questa caratterizzazione è stata condotta su una sorgente di Am-Be utilizzata per la calibrazioni della strumentazione dosimetrica, attraverso un set composto da 13 sfere con diametro variabile tra 2 e 12", e uno scintillatore di ⁶LiI(Eu). La ricostruzione dello spettro neutronico è stata realizzata attraverso il package UMG (*Unfolding with MAXED and GRAVEL*) che utilizza i metodi di unfolding MAXED e Gravel. Al fine di validare gli spettri così ottenuti sono state condotte: delle simulazione Monte Carlo ad hoc con il codice FLUKA-INFN [Ferrari A. 2005, Böhlen, T.T., 2014], incentrate sulla determinazione dello spettro neutronico nel punto di interesse nonché dei contributi delle grandezze operative in diversi punti; una serie di misure di equivalente di dose ambientale all'interno del locale condotte mediante strumentazione attiva.

IL SISTEMA BSS E I CODICI DI UNFOLDING

La spettrometria neutronica consiste in una ricostruzione artificiale di uno spettro neutronico, generalizzabile attraverso una prima parte sperimentale incentrata sulla determinazione di un segnale relativo al campo neutronico, tipicamente conteggi, ed una di ricostruzione a posteriori che avviene mediante un codice di *unfolding*. Il Sistema di Sfere di Bonner (BSS) [Bonner T.W., 1960, Mares V., 1994] è un sistema basato sull'utilizzo di un set di sfere moderatrici, tipicamente composte da polietilene, all'interno delle quali viene posto un rivelatore sensibile ai neutroni termici. La coppia rivelatore - sfera è caratterizzato da una funzione di risposta, che descrive l'andamento della risposta di questa coppia in funzione dell'energia dei neutroni incidenti. L'insieme di tutte le funzioni di risposta compone la matrice di risposta R_{ij} (Fig. 1).

Figura 1 – Matrice di risposta per il BSS

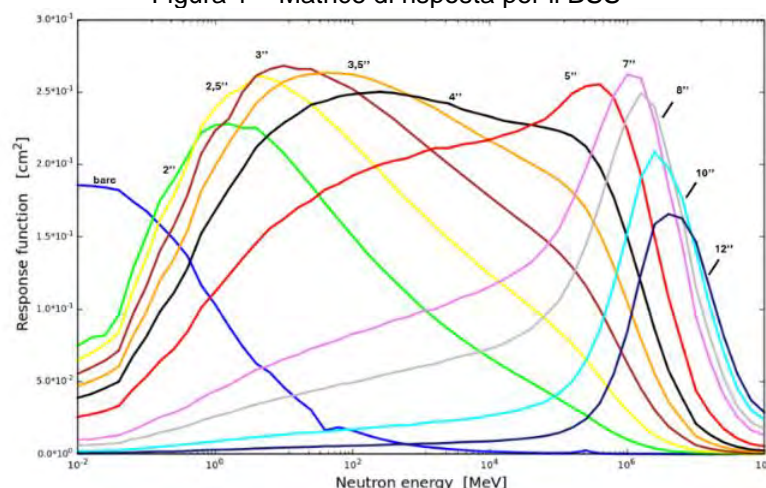


Figura 1. La figura riporta la matrice di risposta per il sistema di sfere di Bonner presente ai LNF. Le singole funzioni di risposta sono state determinate attraverso il codice FLUKA-INFN.

Sia dato un campo neutronico, caratterizzato da uno spettro $\Phi = \sum_j \Phi_j$, chiamando R_{ij} la matrice di risposta, è possibile determinare i conteggi ottenuti dall' i -esima sfera, C_i , attraverso la relazione:

$$C_i = \sum_j R_{ij} \Phi_j \quad (1)$$

dove la sommatoria è estesa a tutti i bin energetici considerati nella definizione dello spettro. Algebricamente quello che si ottiene dall'equazione (1) è un sistema di i equazioni in j incognite, nella condizione $j \gg i$. Questo porta ad un sistema indeterminato, con infinite soluzioni, non

compatibile con lo scopo di una spettrometria neutronica. Per risolvere questo problema si utilizzano codici di *unfolding* che, sfruttando l'utilizzo di uno spettro di default, o *guess spectrum* Φ^{guess} , permettono di stimare la convergenza delle componenti spettrali verso quelle di questo spettro di prova sulla base delle conoscenze dei conteggi ottenuti e della matrice di risposta. Esistono diversi codici di *unfolding* [Barros S., 2014], quali ad esempio MAXED [Reginatto M., 1998,2002], Gravel [Chen Y., 2013], FRUIT [Bedogni R., 2007] e SAND-II [Dierckx R., 1972]. Il codice MAXED (Maximum Entropy Deconvolution) è un codice di unfolding basato sul principio di massimizzazione dell'entropia statistica, descritta dalla relazione:

$$S = - \sum_i \left\{ \Phi_i \ln \left(\frac{\Phi_i}{\Phi_i^{guess}} \right) + \Phi_i^{guess} - \Phi_i \right\} \quad (2)$$

dove la sommatoria è estesa a tutti i bin energetici che compongono lo spettro neutronico. In questo codice, la deconvoluzione si applica al sottoinsieme degli spettri che massimizzano l'entropia descritta dalla (2), sulla base delle conoscenze dello spettro di default.

GRAVEL, invece, utilizza una relazione iterativa che rappresenta una leggera modifica di quella utilizzata nel codice SAND-II:

$$\Phi_j^{k+1} = \Phi_j^k \exp \left(\frac{\sum_i W_{ij}^k \ln \left(\frac{C_i}{\sum_{j'} R_{ij'} \Phi_{j'}^k} \right)}{\sum_i W_{ij}^k} \right) \quad (3)$$

dove C_i rappresenta i conteggi misurati dalla sfera i -esima, R_{ij} la matrice di risposta W_{ij}^k un fattore di ponderazione definito come:

$$W_{ij}^k = \frac{R_{ij} \Phi_j^k}{\sum_{j'} R_{ij'} \Phi_{j'}^k} \cdot \frac{C_i^2}{\sigma_i^2} \quad (4)$$

dove σ_i^2 rappresenta la deviazione standard associata ai conteggi della sfera i -esima. Il ruolo dello spettro di default sopracitato e presente nelle (2) e (3) si cela dietro il problema di ambiguità intrinseco ai sistemi stessi, per i quali il precedente sistema di equazioni descritto dalla (1) possa condurre a soluzioni fisicamente errate. Fornendo una forma plausibile dello spettro a priori, il codice di *unfolding* va a stimare la convergenza su un sottospazio delle soluzioni accettabili del sistema, escludendo quindi quelle fisicamente non possibili. Lo spettro di prova può essere fornito sia attraverso un codice Monte Carlo che attraverso metodi Bayesiani, i cui punti di partenza è quello relativo ad una parametrizzazione dello spettro, come descritto dalla seguente relazione:

$$\Phi^{guess} = a_1 \cdot \Phi_{th} + a_2 \Phi_{int} + a_3 \Phi_{fp} + a_4 \Phi_{he} \quad (5)$$

dove i coefficienti "a" rappresentano dei fattori di peso, mentre le componenti Φ_i si riferiscono ai vari contributi che compongono lo spettro: Φ_{th} per il picco termico, Φ_{int} per la regione ad energia intermedia, Φ_{fp} per il picco di fissione e Φ_{he} per il picco ad alta energia.

SETUP SPERIMENTALE

L'esperimento condotto nel locale di calibrazione è stato incentrato su: una spettrometria neutronica, svolta con il BSS, su un punto posto a distanza di un metro dalla sorgente di Am-Be, geometria X3 [ISO8529-1;2000] e attività di 34.5 GBq, (punto 1 in Fig. 2) in condizioni di diversa geometria, che prevedevano la presenza o meno dello *shadow cone*; la determinazione dell'equivalente di dose ambientale neutronico in sei punti, posti all'interno del locale (Fig. 2) svolti con un WENDI-II [Thermo Scientific, 2007]. Questo è stato realizzato mediante il posizionamento della sorgente Am-Be su un supporto rotante, al fine di rendere trascurabili gli effetti di anisotropia della sorgente, e il successivo posizionamento dei detector e nelle sfere nei punti di interesse. La localizzazione dei punti scelti per questo esperimento viene riportata in Fig. 2.

Figura 2 – Punti di misura considerati

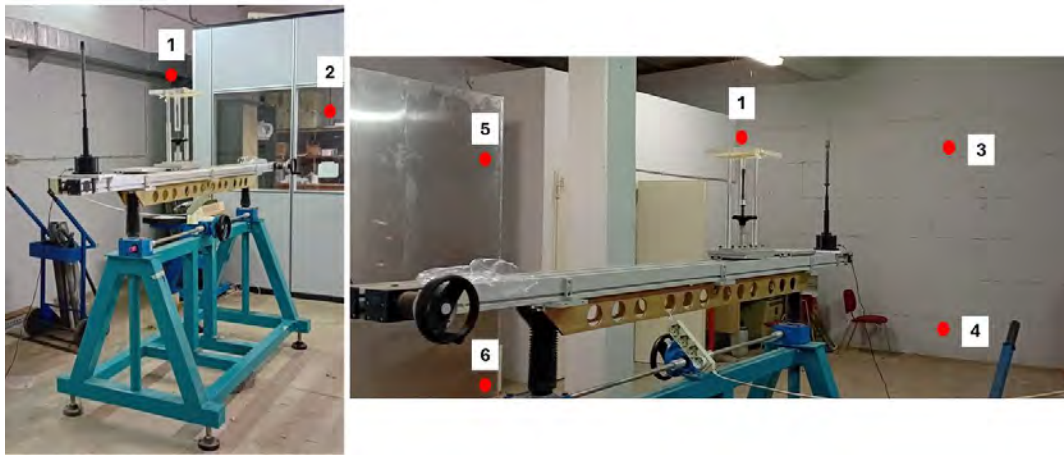


Figura 2. La figura riporta la posizione dei punti considerati per l'esperimento.

Il detector utilizzato per la spettrometria neutronica, e posizionato all'interno delle sfere, è uno scintillatore cilindrico 4x4 mm² di ⁶LiI(Eu), posizionato all'interno della sfera di polietilene. Una volta ottenuti i conteggi per l'intero set di sfere, la ricostruzione dello spettro neutronico è stata realizzata attraverso il codice UMG (*Unfolding with MAXED and GRAVEL*) [Roberts N. J., 2007] che utilizza i codici di unfolding MAXED e Gravel precedentemente descritti.

SIMULAZIONE FLUKA

Al fine di riprodurre l'esperimento condotto, nonché di creare un input FLUKA [Ferrari A. 2005, Böhlen, T.T., 2014] ad hoc per la completa caratterizzazione dell'area, si sono implementati diversi dettagli quali: l'intera geometria del locale e del sistema di calibrazione (Fig. 3); la geometria esatta e la composizione della sorgente di Am-Be. Lo spettro neutronico di emissione, corrispondente a quello riportato nella ISO 8529 [ISO 8529-1:2000], è stato implementato mediante file esterno.

Figura 3 – Layout 3D

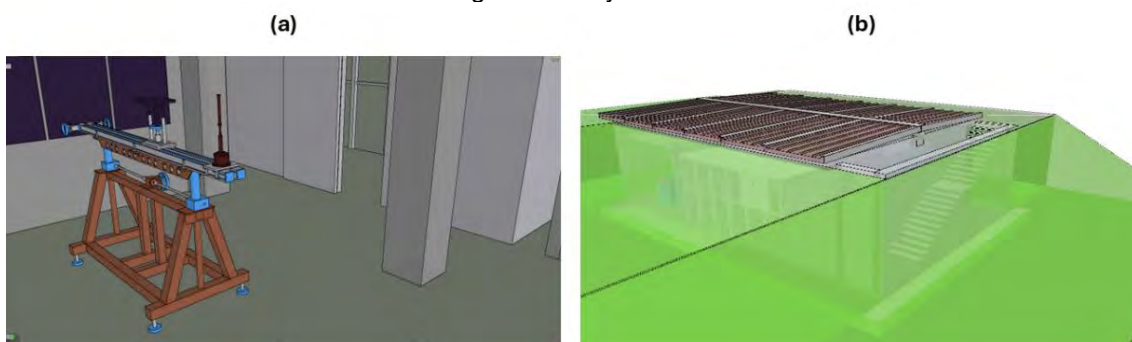


Figura 3. La figura riporta il layout 3D del sistema di calibrazione (a) e dell'intero edificio (b)

L'input è stato predisposto per la determinazione dello spettro neutronico, nel punto 1, e dell'equivalente di dose ambientale per tutti i punti. La posizione dei punti considerati viene riportata schematicamente in Fig. 4:

Figura 4 – Layout 2D

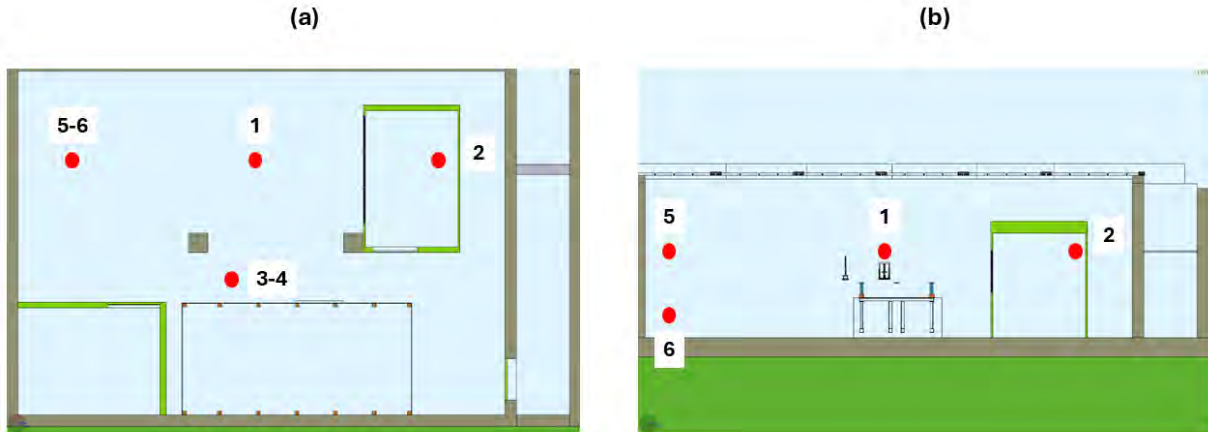


Figura 4. La figura riporta la posizione dei punti di misura adottati nella simulazione nelle due proiezioni, dall'alto (a) e laterale (b).

RISULTATI E DISCUSSIONE

Nella presente sezione vengono riportati i risultati delle simulazioni FLUKA, della spettrometria neutronica nonché delle misure sperimentali. Come anticipato precedentemente, le misure sono state condotte in sei punti diversi, con il WENDI-II, localizzati all'interno del locale di calibrazione, in assenza dello *shadow cone* [ISO 8529-2:2000]. La spettrometria neutronica, invece, è stata condotta su un solo punto ma in diverse condizioni geometriche, ovvero sia in presenza che in assenza dello *shadow cone*.

MISURE DELL'EQUIVALENTE DI DOSE AMBIENTALE

La distribuzione spaziale dell'equivalente di dose ambientale dovuto ai neutroni ottenuta con la simulazione FLUKA viene riportata nella seguente Fig. 5, mentre i valori sui singoli punti, espressi in $\mu\text{Sv/h}$, in Tab. 1:

Figura 5 – Distribuzione spaziale dell'equivalente di dose ambientale

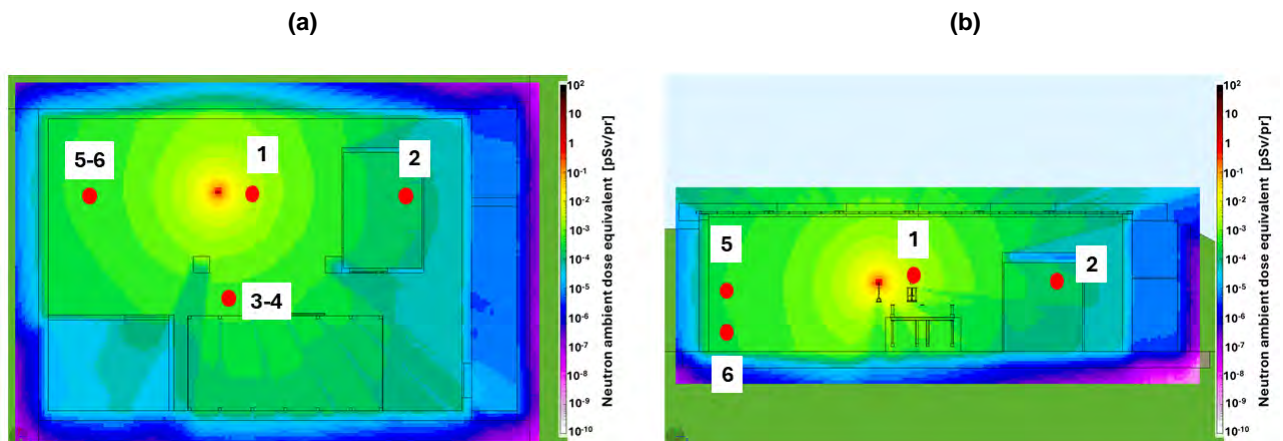


Figura 5. La figura riporta la distribuzione spaziale dell'equivalente di dose ambientale, espressa in pSv/pr, nelle due proiezioni, dall'alto (a) e laterale (b).

Tabella 1 – Confronto tra i valori di equivalente di dose ambientale

Points	$H^*(10)_{n-FLUKA}$ [$\mu\text{Sv/h}$]	$H^*(10)_{WENDI}$ [$\mu\text{Sv/h}$]
1	$24,25 \pm 0,04$	$24,24 \pm 0,5$
2	$1,05 \pm 0,01$	$1,18 \pm 0,2$
3	$3,54 \pm 0,02$	$3,286 \pm 0,3$
4	$3,28 \pm 0,02$	$2,860 \pm 0,3$
5	$3,04 \pm 0,01$	$2,838 \pm 0,2$
6	$2,81 \pm 0,01$	$2,518 \pm 0,2$

Tabella 1. La tabella riporta i valori di equivalente di dose ambientale neutronico ottenuti dalla simulazione FLUKA e dalla misura sperimentale, nei diversi punti posti all'interno del locale di calibrazione.

Dalla Tab. 1 è possibile notare come ci sia una forte consistenza tra dati simulati e sperimentali, in particolare per i punti fisicamente più vicini alla sorgente. Stimando il rapporto tra dati simulati e sperimentali (Fig. 6), è possibile notare come tutti i punti si distribuiscano entro una deviazione standard, rendendo attendibile al simulazione FLUKA.

Figura 6 – Confronto dosimetrico nei diversi punti

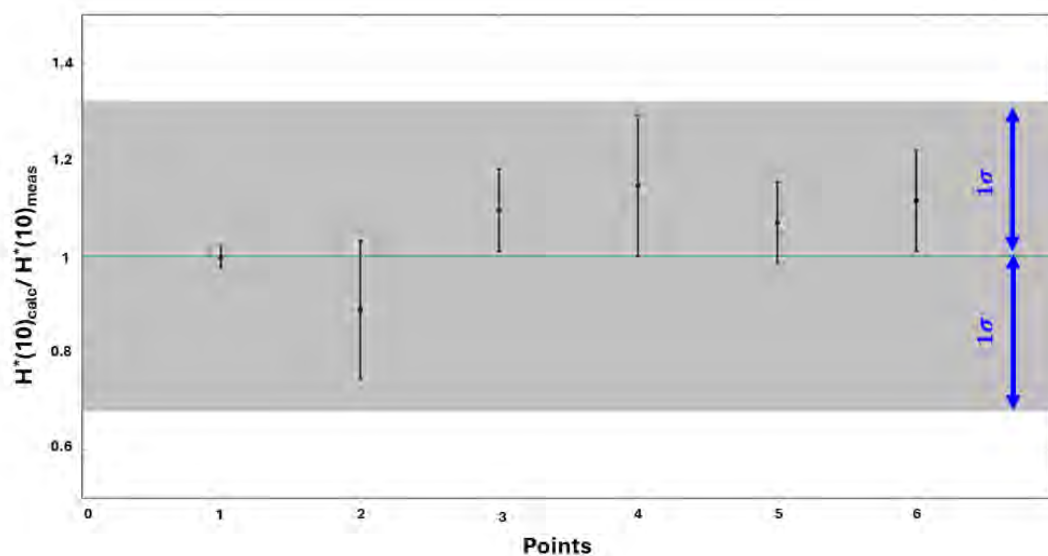


Figura 6. La figura riporta il rapporto tra l'equivalente di dose ambientale calcolato con il codice FLUKA rispetto a quello misurato sperimentalmente. La banda grigia si riferisce al margine di confidenza di a una deviazione standard.

LA SPETTROMETRIA NEUTRONICA

Nella seguente sezione vengono riportati gli spettri neutronici ottenuti dalla simulazione FLUKA nonché dall'*unfolding* con il codice UMG, per le condizioni geometriche precedentemente introdotte, riportate in Fig. 7.

Figura 7 – Condizioni sperimentali per la spettrometria neutronica

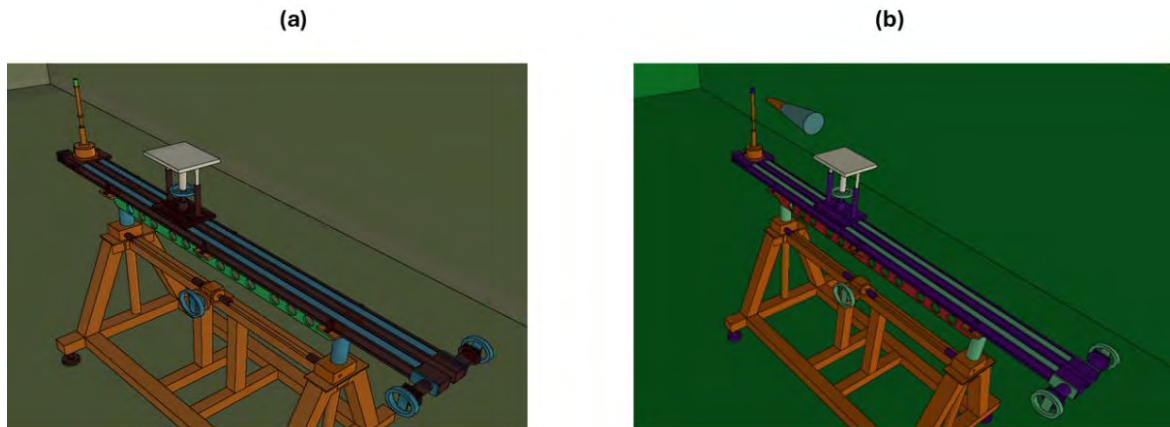


Figura 7. La figura riporta le condizioni sperimentali considerate per la spettrometria neutronica, ovvero in assenza (a) e in presenza (b) dello *shadow cone*.

Come spettro di default per le procedure di *unfolding* si è considerato lo spettro calcolato dall'input FLUKA, in modo da avere uno spettro di partenza plausibile con le condizioni sperimentali esaminate. Il confronto tra gli spettri neutronici ottenuti, dalla simulazione FLUKA e dai metodi di *unfolding*, vengono riportati nel seguito. Questi si riferiscono a diverse condizioni sperimentali:

- Il confronto tra spettri totali, Fig. 8, è riferito alla somma dei contributi diretti e riflessi dello spettro neutronico di partenza, coincidente con l'assenza dello *shadow cone*;
- Il confronto tra spettri riflessi, Fig. 9, è riferito alla stima del solo contributo riflesso attraverso l'utilizzo dello *shadow cone*;
- Il confronto tra spettri netti, Fig. 10, ovvero di quegli spettri ottenuti dalla differenze tra i primi due, che si riferiscono ad una stima del solo spettro di Am-Be.

Figura 8 – Confronto tra spettri neutronici totali

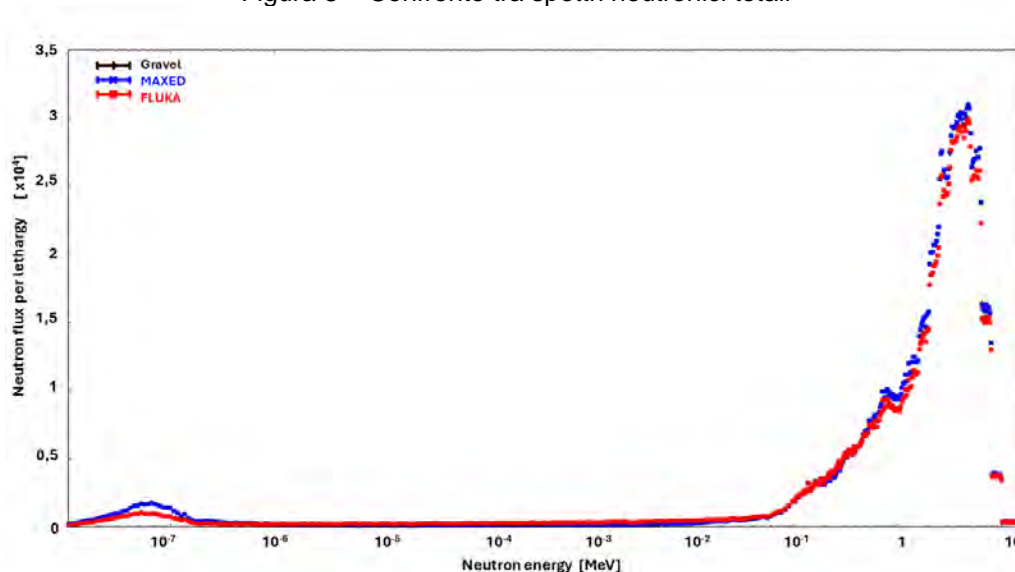


Figura 8. La figura riporta il confronto tra gli spettri neutronici ottenuti dalla simulazione FLUKA (rosso), con i metodi Gravel (nero) e MAXED (blu) in assenza dello *shadow cone*.

Figura 9 – Confronto tra spettri neutronici riflessi

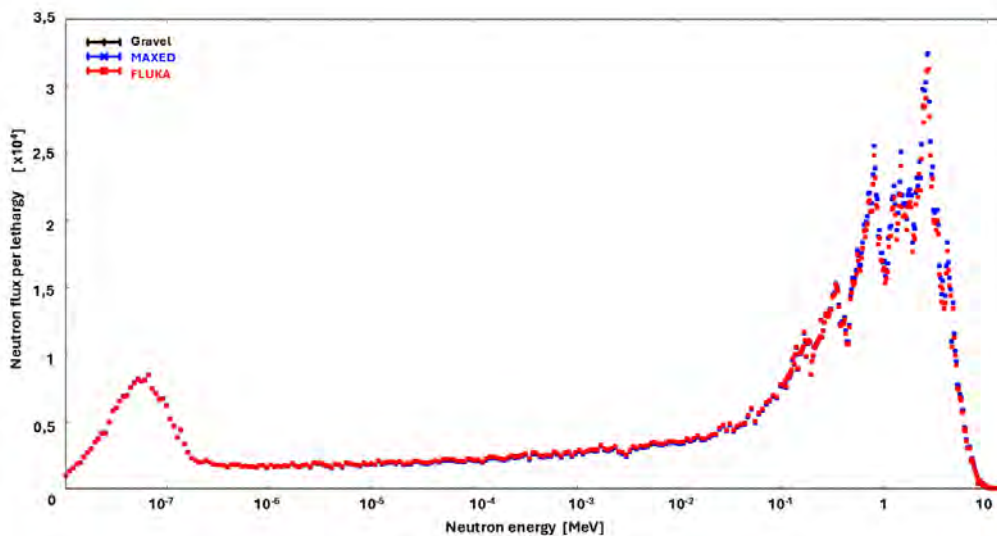


Figura 9. La figura riporta il confronto tra gli spettri neutronico ottenuti dalla simulazione FLUKA (rosso), con i metodi Gravel (nero) e MAXED (blu) in presenza dello *shadow cone*.

Figura 10 – Confronto tra spettri neutronici netti

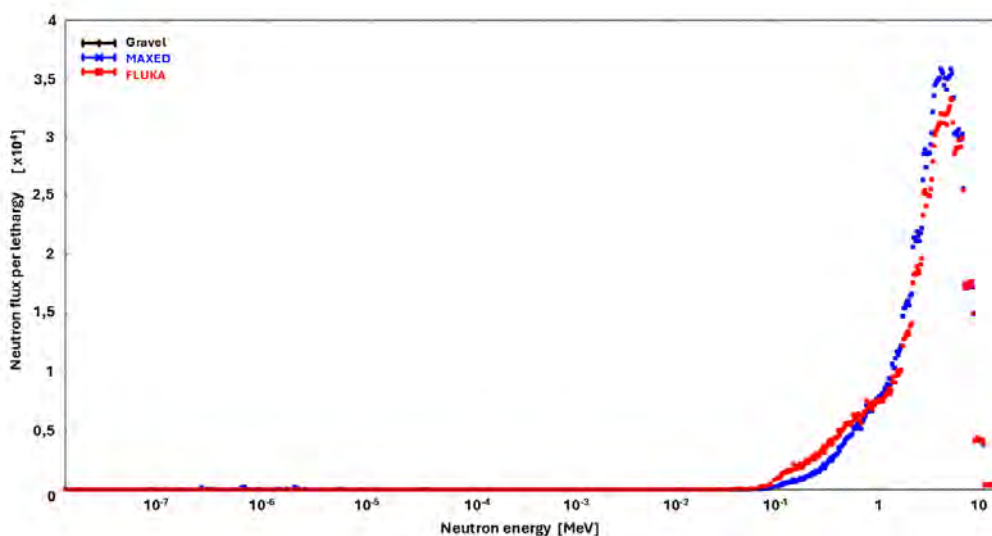


Figura 10. La figura riporta il confronto tra gli spettri neutronico ottenuti dalla simulazione FLUKA (rosso), con i metodi Gravel (nero) e MAXED (blu) per la condizione di spettro netto.

È importante notare dalle Fig. 8 – 10 come gli spettri ottenuti dai metodi di *unfolding*, praticamente sovrapposti l'uno all'altro, si avvicinano a quello calcolato con il codice FLUKA. È possibile estendere questo confronto anche al contributo dosimetrico, applicando agli spettri ottenuti i fattori di conversione equivalente di dose ambientale per fluensa [ICRP 116, 2010], in modo da avere un riscontro anche con la misura sperimentale nelle tre condizioni. I valori dell'equivalente di dose ambientale ottenuti sono riportati in Tab. 2:

Tabella 2 – Valori di equivalente di dose ambientale ottenuti nella spettrometria

Condizioni sperimentali	H*(10)n-FLUKA [μSv/h]	H*(10) Gravel [μSv/h]	H*(10) MAXED [μSv/h]	H*(10)WENDI [μSv/h]
Tot (dir + scat)	24,25 ± 0,04	25,0 ± 0,4	25,2 ± 0,6	24,24 ± 0,5
Scat	1,05 ± 0,01	3,72 ± 0,05	3,75 ± 0,06	1,18 ± 0,2
Diretto (tot – scat)	3,54 ± 0,02	21,3 ± 0,7	21,4 ± 0,7	3,286 ± 0,3

Tabella 2. La tabella riporta i valori di equivalente di dose ambientale ottenuti dalla simulazione FLUKA, dai metodi Gravel e MAXED nonché dalla misura sperimentale, per le diverse condizioni sperimentali esaminate.

Il confronto tra i dati calcolati/unfoldati con quelli sperimentali, per le condizioni sperimentali esaminate, viene riportato in Fig. 11.

Figura 11 – Confronto tra rapporti di equivalente di dose ambientale

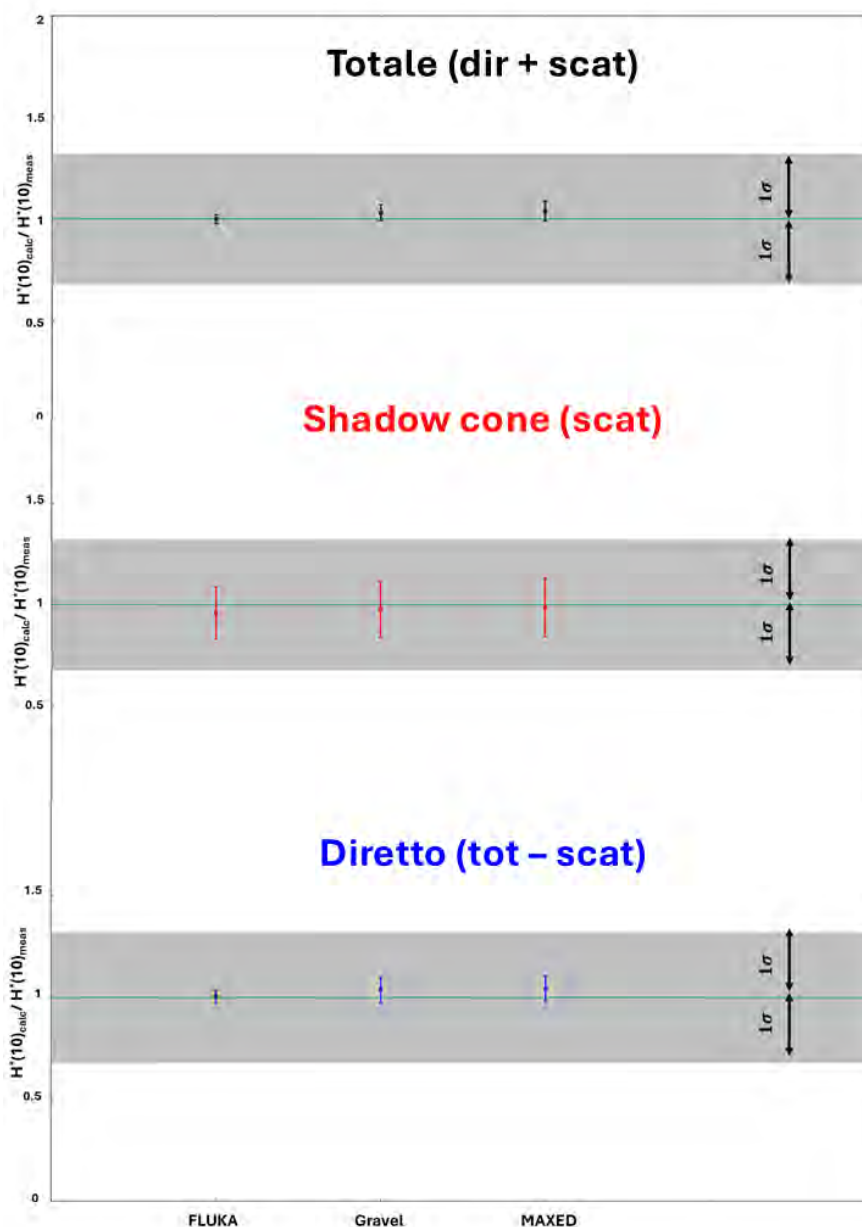


Figura 11. La figura riporta il confronto tra le dosi ottenute dalla simulazione/metodi di unfolding con quelle sperimentali, per le diverse geometri esaminate: totale (nero), riflesso (rosso) e netto (blu).

Come è possibile notare dalla Fig. 11, vi è un forte accordo tra i dati simulati/unfoldati e dati sperimentali. In particolare, sebbene si possa stimare graficamente la distribuzione di questi nell'intorno di una deviazione standard, la convergenza risulta molto più forte. Infatti, la deviazione massima dei punti rispetto a quelli sperimentali risulta essere intorno al 4%.

CONCLUSIONI

È stato condotto un esperimento mirato alla caratterizzazione completa del locale di calibrazione utilizzando una sorgente di Am-Be, finalizzato alla completa conoscenza dei contributi di scattering del campo neutronico al fine di svincolare le future calibrazioni dall'utilizzo dello *shadow cone*. Questo studio ha incluso sia una parte sperimentale che di simulazioni, con l'obiettivo di ottenere una spettrometria neutronica in diverse configurazioni geometriche e una modellizzazione tramite simulazione Monte Carlo.

È stato sviluppato un input Monte Carlo specifico, utilizzando il codice FLUKA-INFN, per acquisire una conoscenza approfondita, sia dal punto di vista dosimetrico che spettrale, di ogni punto all'interno del locale di calibrazione nelle condizioni operative simulate.

La validità del modello Monte Carlo è stata confermata attraverso misure dosimetriche sul campo, svolte con il rivelatore WENDI-II. I risultati hanno mostrato un buon accordo con i dati sperimentali, con deviazioni che rientrano nell'ordine di una deviazione standard.

La validazione spettrale è stata effettuata confrontando le dosi ottenute dagli spettri simulati e da quelli ottenuti mediante *unfolding*, con le dosi misurate nel punto di interesse. Tale confronto ha mostrato un ottimo accordo, rilevando una deviazione massima intorno al 4%.

Questi risultati confermano l'affidabilità sia della spettrometria neutronica condotta a un metro dalla sorgente di Am-Be, sia del modello FLUKA sviluppato per ottenere una comprensione completa della dosimetria e dello spettro del problema in esame.

BIBLIOGRAFIA

Barros S. et al, *COMPARISON OF UNFOLDING CODES FOR NEUTRON SPECTROMETRY WITH BONNER SPHERES*, 2014, Radiation Protection Dosimetry;

Bedogni R. et al, *FRUIT: An operational tool for multisphere neutron spectrometry in workplaces*, 2007, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A;

Bonner T.W. et al, *A new type of neutron spectrometer*, 1960, Nuclear Instruments and Methods;

Böhlen, T.T. et al., *The fluka code: Developments and challenges for high energy and medical applications*, 2014, Nucl. Data Sheets;

Chen Y. et al, *Unfolding the fast neutron spectra of a BC501A liquid scintillation detector using GRAVEL method*, 2013, Science China Physics, Mechanics, Astronomy;

Dierckx R. et al, *Unfolding methods in neutron spectra measurements by foil activation technique*, 1972, Nuclear Instruments and Methods;

Ferrari, A. et al., 2005. *FLUKA: A multi-particle transport code*, 2005;

ICRP Publication 116, *Conversion Coefficients for Radiological Protection Quantities for External Radiation Exposures*, 2010.

International Organization for Standardization, 2000. Neutron reference radiations for calibrating dosimeters and dose rate meters and for determining their response as a function of neutron energy – part 2: Calibration fundamentals of radiation protection devices related to the basic quantities characterizing the radiation field. Standard ISO 8529-2:2000, International Organization for Standardization, Geneva, Switzerland;

Mares V. et al, *Evaluation of the response matrix of a Bonner sphere spectrometer with Lil detector from thermal energy to 100 MeV*, 1994, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A;

Reginatto M. and Goldhagen P., *MAXED, a computer code for the deconvolution of multisphere neutron spectrometer data using the maximum entropy method*, 1998, Environmental Measurement Laboratory;

Reginatto M. et al, *Spectrum unfolding, sensitivity analysis and propagation of uncertainties with the maximum entropy deconvolution code MAXED*, 2002, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A;

Roberts N. J., *Investigation of combined unfolding of neutron spectra using the UMG unfolding codes*, 2007, Radiation Protection Dosimetry;

THERMO FISHER SCIENTIFIC INC., 2007. FHT 762 Wendi2 Wide Energy Neutron Detector, data available online at <https://www.laurussystems.com/wp-content/uploads/LS-FHT-762-Wendi-2.pdf>

Impiego di sistemi attivi a basso costo per la definizione e la valutazione dell'efficacia degli interventi di risanamento radon

L. Gemmiti¹, L. Baldassarre², A. Dascalu³

¹L.B. Servizi per le Aziende s.r.l. – Via Gabriele Paleotti 43 – 00168 Roma

²L.B. Servizi per le Aziende s.r.l. – Via Gabriele Paleotti 43 – 00168 Roma

³L.B. Servizi per le Aziende s.r.l. – Via Gabriele Paleotti 43 – 00168 Roma

dosimetria@lbservizi.it

Riassunto

La disponibilità di sistemi attivi a basso costo per la determinazione della concentrazione di attività di gas radon in aria può mostrare notevole interesse ai fini di una valutazione preliminare dell'individuazione di quali possano essere gli interventi di risanamento da mettere in atto e sull'efficacia delle azioni correttive adottate per la riduzione della concentrazione di attività di gas radon.

La cooperazione di questi dispositivi con tecnologie IOT (Internet of Things) permette di ottenere risultati performanti con riduzione di risorse economiche.

INTRODUZIONE

Il radon (^{222}Rn) è un gas naturale radioattivo presente nella catena di decadimento dell' ^{238}U ed ottenuto dal decadimento alfa del ^{226}Ra .

In natura il radon è presente nel sottosuolo e tende ad emergere in superficie migrando attraverso crepe e fenditure. Il gas radon è stato identificato come una delle fonti di esposizione a radiazioni ionizzanti presenti in natura ed a causa della sua facilità di concentrarsi negli ambienti chiusi come sono le abitazioni ed i luoghi di lavoro è considerato come uno tra i principali fattori di rischio per la popolazione in quanto causa della formazione di tumori ai polmoni ^[1].

A seguito di queste evidenze è stato valutato opportuno intraprendere azioni di ottimizzazione dei livelli di esposizione, inizialmente con misure della concentrazione di gas radon in aria su larga scala e successivamente con l'applicazione di tecniche di rimedio con lo scopo di ridurre la concentrazione di gas radon in quelli ambienti in cui il valore misurato fosse superiore al valore di riferimento individuato dalla comunità scientifica.

Questo studio pone l'attenzione sull'utilizzo di nuove tecnologie di monitoraggio, costituite da sistemi attivi a basso costo con integrazioni di logiche cloud IOT, al fine di raccogliere informazioni accurate per definire o valutare l'efficacia degli interventi di risanamento messi in atto.

MATERIALI E METODI

Per lo studio sono stati utilizzati strumenti di misura attivi che permettono la determinazione della concentrazione di attività di gas radon in continuo che offrono la possibilità di consultazione da remoto in tempo reale. I detector utilizzati sono costituiti da una camera di ionizzazione con funzionamento in pulsata. L'aria campionata fluisce passivamente all'interno della camera di ionizzazione dello strumento ed il decadimento del radon rilascia particelle alfa che ionizzano l'aria presente nel volume della camera.

La ionizzazione degli atomi produce elettroni liberi che sono accelerati verso il catodo mediante l'applicazione di una differenza di potenziale. L'interazione degli elettroni con il catodo produce impulsi elettrici che sono misurati attraverso un sistema circuitale presente all'interno dello strumento. La concentrazione di gas radon si ottiene attraverso la misura del numero di impulsi generati. Lo strumento effettua una misura ed acquisisce un dato ogni 10 minuti.

Per ogni strumento, prima di essere utilizzato, è stata determinata la risposta strumentale rispetto ad un'atmosfera controllata di gas radon, come riportato in figura 1.

Le misure sono state eseguite secondo la Norma Tecnica UNI EN ISO 11665-5:2020 la quale definisce i metodi di misura in continuo per la determinazione della concentrazione di radon-222 in aria.

Figura 1 – Andamento della concentrazione di attività radon in taratura



STUDIO

Lo studio è stato condotto presso un edificio facente parte di un complesso storico risalente all' 800 sito in Roma. L' esercente ha dapprima svolto misure di concentrazione media di attività di gas radon mediante l'utilizzo di rilevatori passivi (SSNTD-CR39) in locali situati dai piani interrati fino al settimo piano. Successivamente, dopo aver riscontrato il superamento di 300 Bq/m³ in un numero considerevole e non trascurabile di ambienti di lavoro, è stato necessario intraprendere uno studio di fattibilità, dato il numero cospicuo di ambienti, più di 1000, per un'eventuale azione di risanamento.

In alcuni ambienti campioni sono state adottate differenti tecniche di risanamento e nello specifico:

- Sistemi di ventilazione meccanica controllata,
- Depressurizzazione del suolo con la realizzazione di pozzetti di estrazione.

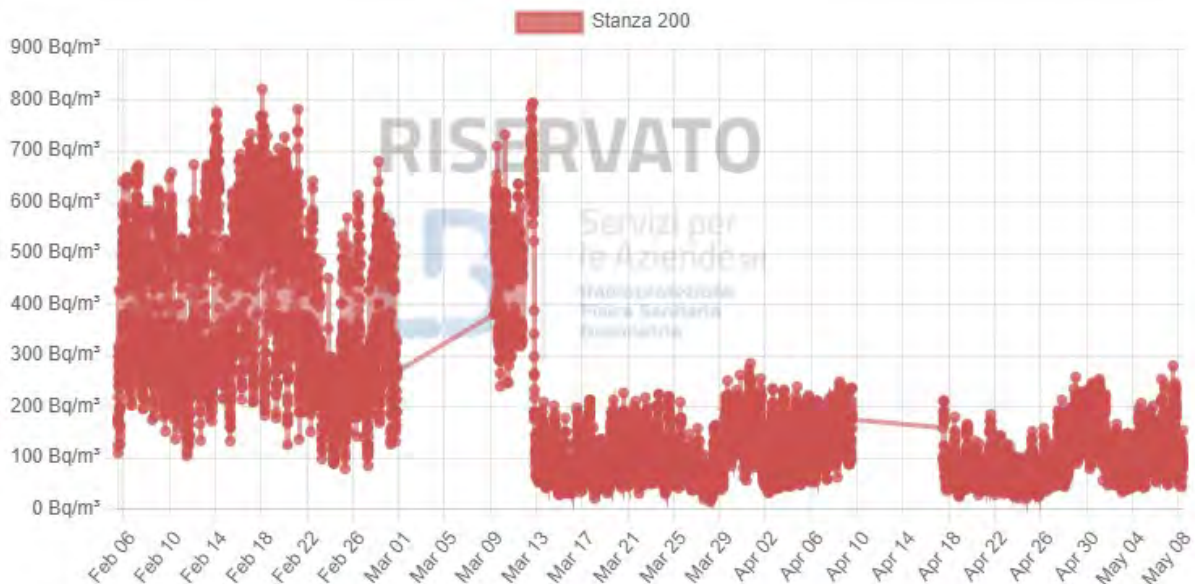
L'azione di mitigazione è stata monitorata attraverso l'utilizzo di strumentazione attiva per un numero di mesi superiore a 6. Ogni strumento è stato connesso a rete internet tramite connessione GSM. La connessione a rete internet garantisce la trasmissione dei dati acquisiti ad un server centrale che funge da concentratore. I dati acquisiti sono stati graficati per valutare l'andamento della concentrazione di attività in relazione con l'azione dei sistemi di mitigazione.

In un primo periodo di monitoraggio il sistema di ventilazione assiale è stato azionato mediante interruttore meccanico con tempi di accensione definiti. L'andamento rappresentato nella parte sinistra del grafico, figura 2, evidenzia che questo tipo di accensione non è del tutto la più efficiente ossia si nota come i valori di concentrazione di attività aumentano non appena il sistema di ventilazione è spento.

In un secondo periodo di monitoraggio è stata valutata l'azione di un interruttore "intelligente" ovvero un interruttore che impostava i tempi di accensione e spegnimento in relazione alla concentrazione di attività misurata dai rilevatori e precisamente:

- Il sistema di ventilazione è attivato quando la concentrazione di attività di gas radon in aria ha un andamento crescente ed è superiore ad un valore prestabilito.
- Il sistema di ventilazione è disattivato quando la concentrazione di attività di gas radon ha un andamento decrescente ed è inferiore ad un valore prestabilito.

Figura 2 – Andamento della concentrazione di attività radon con accensione del sistema di ventilazione in tempi stabiliti (parte sinistra del grafico) e con accensione in funzione della concentrazione di attività (parte destra del grafico)



Come si può notare dal grafico presente in figura 2, nel primo periodo di monitoraggio la concentrazione media di attività di gas radon è superiore al valore limite di 300 Bq/m^3 mentre nel secondo periodo di monitoraggio la concentrazione media di attività di gas radon risulta essere inferiore a 300 Bq/m^3 con il vantaggio di avere un sistema di ventilazione che si aziona in funzione della concentrazione.

CONCLUSIONI

Con tale studio è stato possibile constatare che l'impiego di questi sistemi permette una valutazione accurata, sotto il profilo dell'efficacia, delle azioni di rimedio implementate.

In accordo con quanto definito dall'art. 17 comma 3 del D.Lgs 101/2020^[2] e s.m.i, questo sistema di monitoraggio garantisce da parte dell'Esercente il mantenimento nel tempo dell'efficacia delle misure correttive messe in atto con il vantaggio di un'ottimizzazione delle risorse economiche allocate in quanto l'attivazione del sistema di ventilazione avviene solo quando necessario.

Bibliografia

[1] Michael Schubert, Andreas Musolff, Holger Weiss, *Influences of metrological parameters on indoor radon concentrations (^{222}Rn) excluding the effects of forced ventilation and radon exhalation from soil and building materials*, 2018 Journal of Environmental Radioactivity.

[2] Dlg. 101/2020

Campagna di misure di esalazione di gas radon dal suolo per la stima delle emissioni di gas serra tramite il “Radon Tracer Method”

Serena Mancini¹, Andrea Mainardi¹, Antonella Mele¹, Gianfranco Minchillo², Nicola Arriga², Marlene Duerr², Giovanni Manca², Andrea Ravazzani²

¹ONET TECHNOLOGIES ND, Stab. Italia

²European Commission, Joint Research Centre (JRC), Ispra, Italia

Serena.MANCINI@ext.ec.europa.eu

INTRODUZIONE

Nell’ambito del progetto istituzionale “GHG emission monitoring in support of EU Climate targets” (GEM) del Joint Research Centre (JRC) della Commissione Europea presso Ispra (Va), il Servizio di Dosimetria del JRC ha messo in atto una campagna di misure di esalazione di gas radon dal suolo. Le misure di esalazione, combinate con quelle di concentrazione di radon in aria, permettono una stima delle emissioni di gas serra tramite il Radon Tracer Method (RTM).

Il progetto GEM si propone di fornire emissioni di gas serra, basate su osservazioni sperimentali, modelli atmosferici e inventari, che sono utilizzate come stime indipendenti per la verifica dell’accuratezza e l’affidabilità delle emissioni ufficiali dichiarate nell’ambito della United Nation Framework Convention on Climate Change.

Lo scopo della campagna di misure in corso è quello di analizzare la variabilità stagionale dell’esalazione di gas radon dal terreno e la relazione con alcune variabili fisiche del suolo, contribuendo a ridurre l’incertezza delle stime di flussi di gas serra ottenuti tramite il RTM.

RADON TRACER METHOD (RTM)

Il RTM permette la stima delle emissioni dei gas serra (GHG) su scala regionale, tramite la misura diretta della concentrazione atmosferica di radon e dello specifico gas serra di cui si vuole stimare l’emissione. La concentrazione di radon, gas nobile radioattivo emesso naturalmente dal suolo, è infatti un ottimo tracciante per valutare i modelli di trasporto atmosferici e consente una stima indiretta delle emissioni di gas serra.

Il metodo RTM si basa sulla relazione tra concentrazione di gas serra C_g e radon C_{Rn} , noto il valore di esalazione di quest’ultimo nel punto di misura. In particolare,

$$j_g = \frac{\Delta C_g}{\Delta C_{Rn}} j_{Rn} \quad (1)$$

Dove j_g e j_{Rn} sono rispettivamente l’esalazione media del gas (in questo caso GHG) e del gas radon, mentre ΔC_g e ΔC_{Rn} rappresentano le variazioni in concentrazione del gas in esame e di gas radon in un periodo di tempo definito (I. Levin et al., 2021).

Per fornire una stima quantitativa del flusso j_g risulta dunque evidente l’importanza di conoscere il valore di j_{Rn} con un’incertezza associata che sia più bassa possibile, poiché l’errore nella stima delle emissioni di GHG è proporzionale all’errore commesso nella stima dell’esalazione di gas radon.

In molti studi degli anni passati l’esalazione di radon dal suolo è stata considerata omogenea su scala regionale e costante nel tempo (Schmidt et al. 1996).

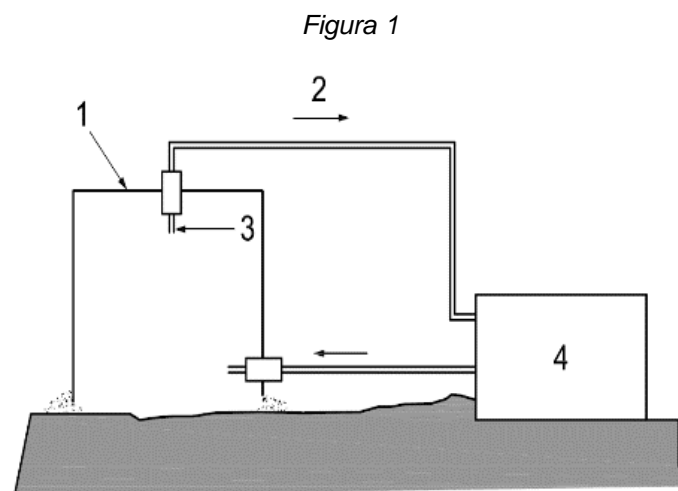
Studi recenti hanno messo in dubbio queste assunzioni, rivelando invece come essa sia dipendente da molti fattori quali la tipologia del terreno, il suo contenuto di ^{226}Ra , radionuclide da cui ha origine il ^{222}Rn , e il contenuto idrico del suolo (Soil Water Content, SWC). Quest’ultimo fattore influenza fortemente il processo diffusivo del gas radon nel suolo, data la sua scarsa solubilità in acqua. Attualmente il RTM usato per la stima delle emissioni di gas

serra in Europa, si basa su stime di esalazione del radon modellizzate in base ai suddetti parametri, con la limitazione che i valori di SWC usati nel modello sono dati climatologici (Karstens et al. 2015).

MISURA DI ESALAZIONE DI GAS RADON DAL SUOLO

Le misure di esalazione di radon, di contenuto idrico e di temperatura del suolo sono iniziate nella prima parte del 2023, in prossimità dell'Osservatorio Atmosferico della Commissione Europea, in cui sono rilevate in continuo le concentrazioni atmosferiche di anidride carbonica e metano nell'ambito dell'infrastruttura di ricerca ICOS (Integrated Carbon Observation System, <https://www.icos-cp.eu/>). Quest'attività sperimentale ha lo scopo di ottenere una serie temporale di esalazione di radon dal suolo da poter confrontare con i valori modellizzati presenti in letteratura, e di valutare l'incertezza dei flussi di gas serra stimati tramite RTM nella regione attorno all'Osservatorio Atmosferico.

Il metodo su cui si basa il Laboratorio per eseguire le misure è descritto dalla norma (ISO 11665-7, 2012). Essa fornisce le linee guida per la stima del rateo di esalazione di gas radon dal suolo in un periodo di tempo breve rispetto al tempo di decadimento del radon (qualche ora rispetto a 3,82 giorni) servendosi di uno strumento attivo per il monitoraggio della concentrazione di gas radon accoppiato ad un sistema di pompaggio per l'aria e ad una camera di accumulazione, tramite tubi di polietilene ad alta densità, come mostrato in Figura 1.



Schema dei dispositivi utilizzati per la misura in continuo: camera di accumulo (1), tubi di polietilene (2), input dal punto di campionamento (3) e strumento attivo con pompa integrata (4).

Così come richiesto dalla norma, la camera di accumulazione utilizzata presenta caratteristiche geometriche tali da garantire un volume almeno 10 volte superiore a quello campionato dalla strumentazione attiva e il materiale di cui è costituita non permette la fuoriuscita di radon durante la fase di accumulazione. Le caratteristiche della camera garantiscono inoltre che la temperatura del volume di aria al suo interno si alzi il meno possibile, anche se esposta alla luce solare.

Lo strumento utilizzato per la misura della concentrazione di gas radon è un *AlphaGUARD*, una camera a ionizzazione di circa 0,5 l, accoppiato ad un sistema di pompaggio *AlphaPUMP* che permette il campionamento in continuo dell'aria con un flusso di 0,5 l min⁻¹. Risulta necessario impostare un flusso di bassa intensità in modo da non perturbare il sistema e non generare una depressione sulla superficie del terreno. L'*AlphaGUARD* opera in modalità "flusso" fornendo una misura di concentrazione di gas radon in aria (Bq m⁻³) ad intervalli di 10 minuti permettendo di evidenziare la variazione della grandezza nel tempo.

La durata delle misure dipende dalla dimensione della camera di accumulazione. Per la campagna in questione il periodo di misura si aggira tra le 3 e le 4 ore, lasso di tempo necessario affinché nell'analisi dati post campionamento si individui una fase di salita del valore di concentrazione e una fase di saturazione dove la concentrazione di gas radon rimane pressoché costante.

PRINCIPIO DEL METODO DI MISURA

Il principio su cui si basa l'intero metodo è l'analisi della variazione nel tempo (t) della concentrazione C_{Rn} di radon nella camera di accumulazione. L'incremento di C_{Rn} dipende dalla superficie (S) e dal volume (V) della camera.

Assumendo trascurabili eventuali perdite e fenomeni di retrodiffusione, l'andamento nel tempo della concentrazione può essere così descritto:

$$C_{Rn}(t) = \frac{\varphi \cdot S}{V} \cdot t \quad (2)$$

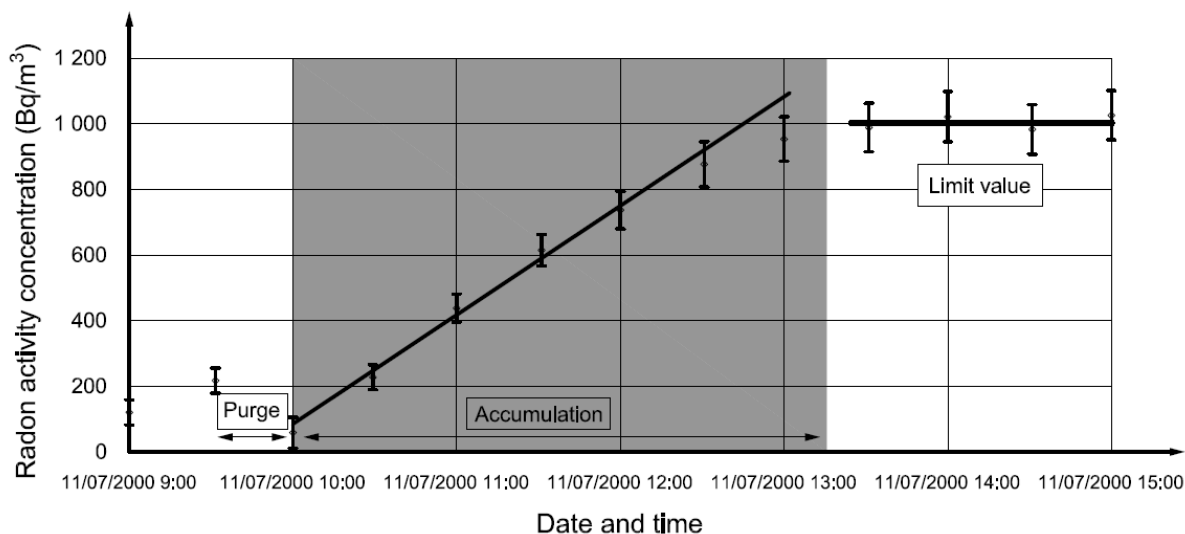
Con φ rateo di esalazione superficiale. Si riporta graficamente in Figura 2 l'andamento che ci si aspetta di misurare con la strumentazione attiva, che campiona aria dalla camera e misura la concentrazione di gas radon al tempo t . La frequenza con cui lo strumento fornisce il valore in termini di concentrazione di radon ($Bq\ m^{-3}$) è impostata dall'operatore in modo tale da poter apprezzare la crescita nella fase di accumulazione.

Dalla formula 2 si ottiene l'equazione per il calcolo del rateo di esalazione φ come segue:

$$\varphi = \frac{p \cdot V}{S} \quad (3)$$

Con $p = \frac{dC_{Rn}}{dt}$ pendenza della retta durante la fase di accumulazione.

Figura 2



Esempio dell'andamento della concentrazione di gas radon in camera di accumulazione.

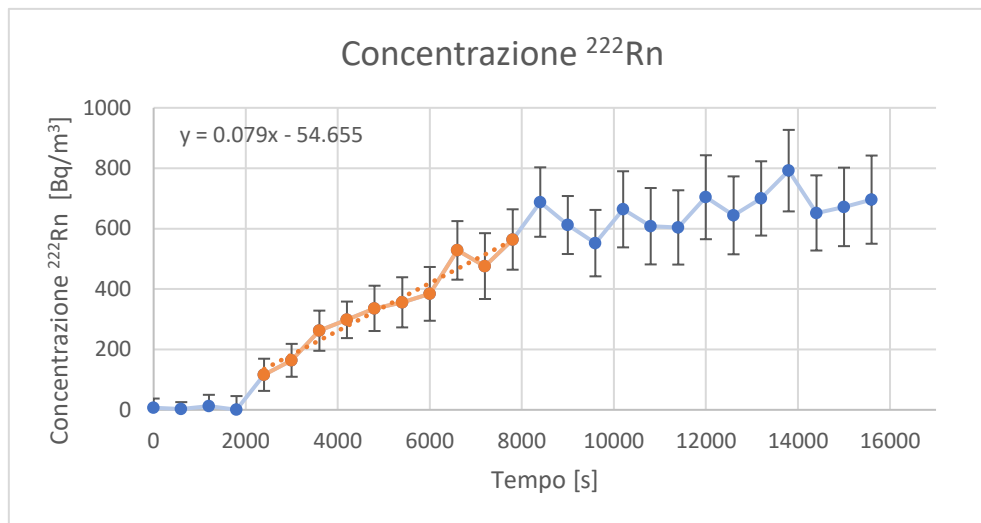
MISURE PRESSO IL JRC

Il Laboratorio di Dosimetria del JRC si è impegnato con cadenza settimanale ad eseguire una misurazione di esalazione di radon dal suolo.

Il punto di misura si trova in un prato pianeggiante in un contesto di sottobosco all'interno del perimetro del JRC ad Ispra, comune in provincia di Varese.

Si mostra ad esempio in Figura 3 una misura effettuata nel mese di agosto 2023. I valori di concentrazione di gas radon, con relativa incertezza (1σ) fornita dallo strumento, sono riportati in funzione del tempo di acquisizione. I primi 4 dati si riferiscono al momento in cui lo strumento attivo era scollegato dal sistema di accumulazione e pompaggio. Posizionata la camera sul suolo, assicurandosi di ridurre al minimo eventuali perdite, è stato collegato lo strumento in serie creando un circuito chiuso e permettendo così al gas di accumularsi. I dati riportati in arancione sono quelli utilizzati per la stima della pendenza p , mentre i valori successivi corrispondono alla soglia di saturazione.

Figura 3



Andamento della concentrazione di gas radon in camera di accumulazione, misurato con la strumentazione attiva l'8 agosto 2023 presso il JRC. In arancione si riportano i punti relativi alla fase di accumulo, mentre la curva tratteggiata rappresenta il fit lineare della fase di accumulo. La pendenza della retta è il parametro utilizzato nel calcolo dell'esalazione di gas dal suolo.

ANALISI DATI

Identificato l'insieme di misure corrispondenti alla fase di accumulazione, si procede con la stima della pendenza p utilizzando il metodo analitico detto di regressione lineare (o di adattamento dei minimi quadrati) che cerca la miglior retta che interpola una serie di punti sperimentali (J.R.Taylor, 2002).

Nel caso in cui i valori misurati y_i hanno una loro incertezza intrinseca σ_i , come in questo caso, si introduce il concetto di peso $w_i = 1/\sigma_i^2$ e le migliori stime per i coefficienti della retta $y=q+px$ sono:

$$q = \frac{\sum w_i x_i^2 \sum w_i y_i - \sum w_i x_i \sum w_i x_i y_i}{\sum w_i \sum w_i x_i^2 - (\sum w_i x_i)^2} \quad (4)$$

$$p = \frac{\sum w_i \sum w_i x_i y_i - \sum w_i x_i \sum w_i y_i}{\sum w_i \sum w_i x_i^2 - (\sum w_i x_i)^2} \quad (5)$$

Con relative incertezze:

$$\sigma_q = \sqrt{\frac{\sum w_i x_i^2}{\sum w_i \sum w_i x_i^2 - (\sum w_i x_i)^2}} \quad (6)$$

$$\sigma_p = \sqrt{\frac{\sum w_i}{\sum w_i \sum w_i x_i^2 - (\sum w_i x_i)^2}} \quad (7)$$

Dall'applicazione dell'equazione (3), noti la superficie S e il volume V della camera di accumulazione si ottiene il valore di esalazione di gas radon dal suolo ϕ , con relativa incertezza ricavata secondo (GUM, 1995).

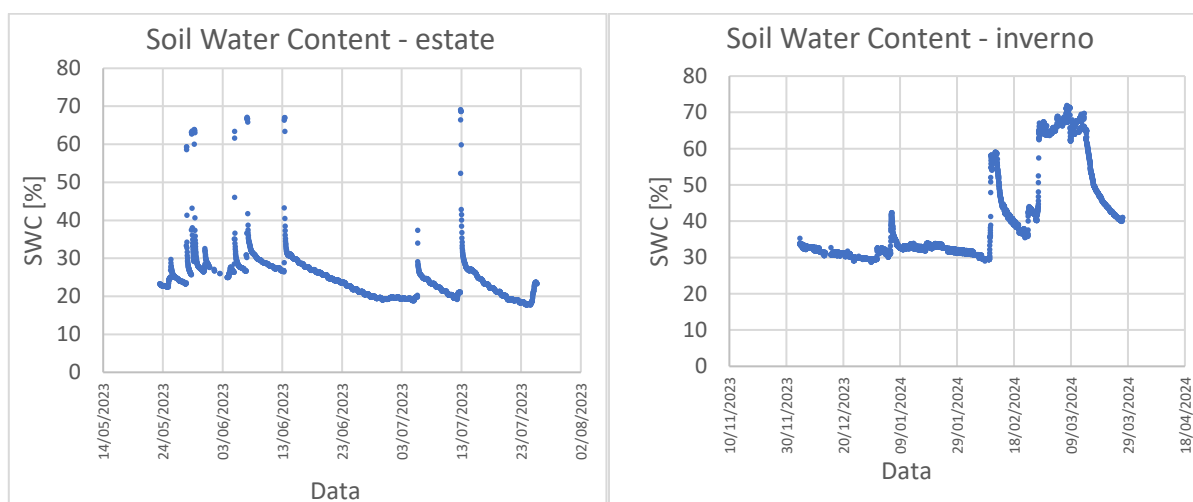
PARAMETRI AMBIENTALI

Fino ad oggi le misurazioni sono state effettuate in un solo punto, dove sono stati installati degli strumenti per la misura di variabili meteorologiche quali la temperatura del suolo (a più livelli di profondità) e il suo contenuto di acqua volumetrico (SWC).

Quest'ultimo è fortemente dipendente dalla permeabilità del suolo e da fattori meteo-climatici, quindi la sua variabilità ha scale temporali dal giorno alla stagione. Nel punto di misura si sono riscontrati in media valori compresi tra il 20% e il 30% nel periodo secco (estate) e valori tra il 30% e il 50% nel periodo umido (inverno).

Si riportano in Figura 4 gli andamenti del SWC nei due periodi: estate e inverno. In corrispondenza di abbondanti precipitazioni i valori di SWC crescono fino al 70% che rappresenta la capacità di campo, ossia il massimo contenuto idrico del suolo, per poi diminuire con una rapidità variabile a seconda delle condizioni meteorologiche e della capacità drenante del suolo.

Figura 4



Evoluzione temporale del contenuto volumetrico di acqua nel suolo (SWC), nel punto di misura alla profondità di 5cm. A sinistra nel periodo estivo, a destra nel periodo invernale.

RISULTATI

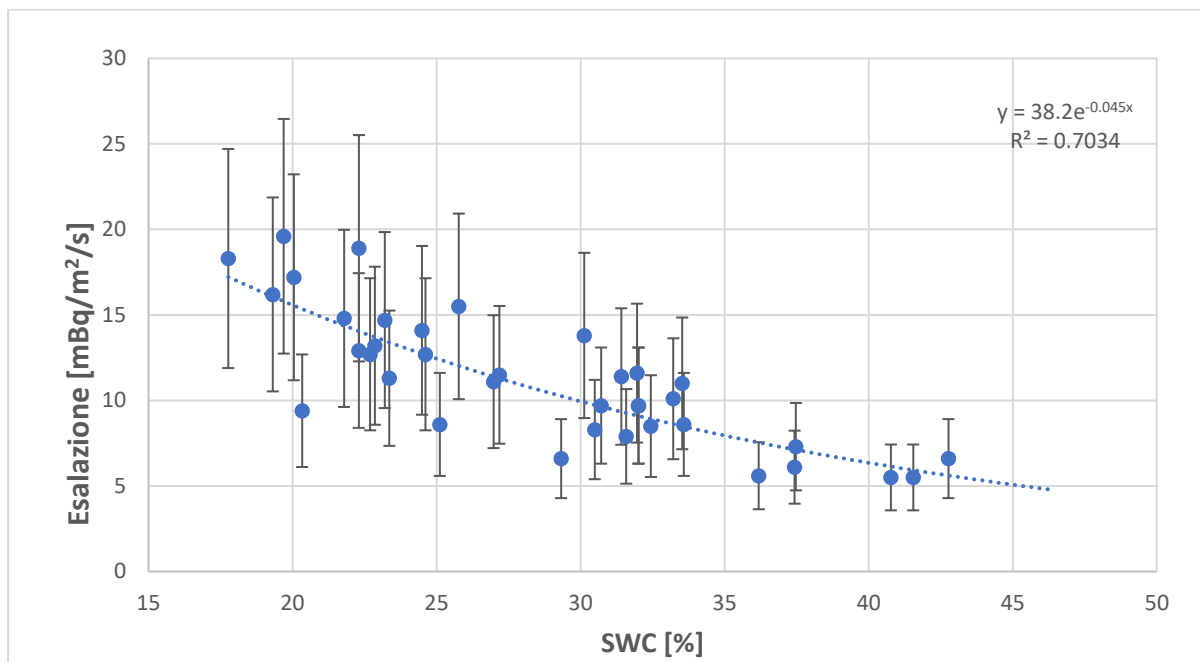
Le misure di esalazione di gas radon dal suolo sono state effettuate con cadenza settimanale con il setup strumentale descritto nel presente lavoro, quando le condizioni meteorologiche lo hanno permesso. Essendo il metodo di misura (ISO 11665-7, 2012) applicabile per valori di esalazione di gas radon dal suolo superiori a $5 \text{ mBq m}^{-2} \text{ s}^{-1}$, le misure non sono state eseguite nel caso di precipitazioni o nel caso in cui il terreno presentasse un SWC troppo elevato, in quanto noto in letteratura e riscontrato empiricamente durante il presente studio che in condizioni di alta umidità del terreno i valori di esalazione diminuiscono sensibilmente fino ad essere inferiori alla soglia di rilevabilità minima.

In Figura 5 sono riportati i valori di esalazione ottenuti dalle analisi (con relative incertezze estese, calcolate secondo quanto riportato nei paragrafi precedenti) in funzione del SWC. Dal grafico si nota che il valore di esalazione varia tra i $20 \text{ mBq m}^{-2} \text{ s}^{-1}$ e i $5 \text{ mBq m}^{-2} \text{ s}^{-1}$, dipendentemente dal contenuto di acqua nel suolo. Un terreno più asciutto permette una maggiore esalazione del radon, mentre un terreno più umido ne permette una minore fuoriuscita.

Il vincolo posto dall'applicabilità del metodo non rende possibile la misurazione su terreno con un'umidità superiore al 45%, in quei casi infatti non si riesce ad apprezzare l'aumento di concentrazione all'interno della camera di accumulo e di conseguenza non si può stimare la pendenza p necessaria al calcolo di φ .

La curva tratteggiata riportata in Figura 5 rappresenta il fit che meglio descrive l'andamento dei dati sperimentali: una curva di regressione con decadimento esponenziale al crescere del SWC.

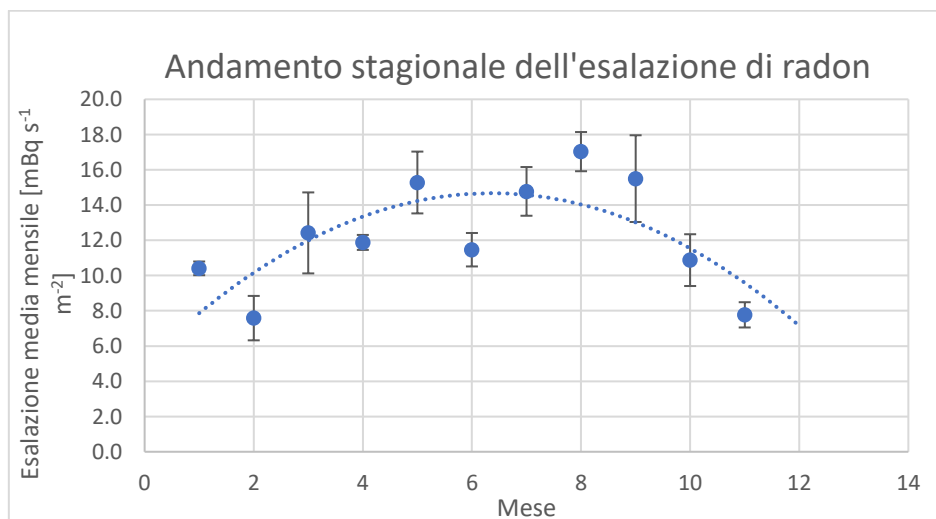
Figura 5



Andamento dell'esalazione di gas radon dal suolo in funzione della percentuale di acqua nel suolo (SWC). Dati analizzati dal Laboratorio di dosimetria nel biennio 2023-2024 (in corso) presso il JRC-Ispra.

Il set di dati annuali acquisiti dal Laboratorio permette di identificare un andamento stagionale degli stessi, confermando quanto già noto in letteratura. I valori medi misurati nei diversi mesi dell'anno sono riportati in Figura 6. Il fit utilizzato per l'interpolazione dei dati è un polinomio di secondo grado, che presenta un massimo in corrispondenza della stagione estiva, corrispondente a quella più secca. Le incertezze associate corrispondono all'errore standard della media delle misure nel singolo mese.

Figura 6



Andamento annuale dell'esalazione di gas radon dal suolo. La curva tratteggiata rappresenta un fit polinomiale di secondo grado. Le incertezze riportate corrispondono alla deviazione standard delle misure effettuate nel mese.

CONCLUSIONI E PROSSIMI SVILUPPI

Al momento la campagna ha coperto più di un anno di misure evidenziando l'influenza del fattore stagionale e in particolare del contenuto di umidità del suolo sul valore di esalazione di gas radon dal terreno.

La campagna di misure ancora in corso punta a confermare l'andamento stagionale identificato dalle prime misurazioni e a quantificare l'incertezza legata alla stima dell'esalazione di gas radon tramite misurazione di altri parametri fisici.

Gli sviluppi futuri del progetto mirano ad ottenere stime di esalazione in diversi punti di misura con lo scopo di monitorare l'influenza di altre caratteristiche del suolo, andando ad analizzare la variabilità spaziale oltre che stagionale della misura di esalazione di gas radon dal suolo.

Bibliografia

I. Levin, U. Karstens, S. Hammer, J. DellaColetta, F. Maier, M. Gachkivskyi, *Limitation of the radon tracer method (RTM) to estimate regional greenhouse gas (GHG) emissions – a case study for methane in Heidelberg* (2021)

J.R. Taylor, *Introduzione all'analisi degli errori – lo studio delle incertezze nelle misure fisiche* (2002) – Zanichelli

Karstens, U., Schwingshackl, C., Schmithüsen, D., and Levin, I.: A process-based ²²²radon flux map for Europe and its comparison to long-term observations, *Atmos. Chem. Phys.*, 15, 12845–12865, <https://doi.org/10.5194/acp-15-12845-2015>, 2015.

ISO/IEC Guide 98-3, *Uncertainty of measurement – part 3: Guide to the expression of uncertainty in measurement* (GUM, 1995)

ISO 11665-7, *Measurement of radioactivity in the environment – Air: radon- 222, part 7: Accumulation method for estimating surface exhalation rate* (2012)

Schmidt, M., Graul, R., Sartorius, H., and Levin, I.: Carbon dioxide and methane in continental Europe: a climatology and ²²²Radon-based emissions estimates, *Tellus*, 48B, 457–473, 1996.

Analisi ALARA e valutazioni di dose: caso studio applicato alle operazioni di gestione di rifiuti intermedi ILW del Joint Research Center (JRC – Ispra)

G. Merla², G. Iurlaro¹, C. Tinè², M. Cecchini², G. Magrotti¹, F. Gueli¹, A. Ravazzani¹, G. Bilancia¹

¹Commissione Europea, DG JRC, sito di Ispra (VA)

²ONET TECHNOLOGIES ND, Stab. Italia DDA

Giulia.MERLA@ext.ec.europa.eu

Riassunto

La Commissione Europea esercisce, presso il sito Joint Research Center di Ispra (JRC-Ispra), impianti ed installazioni nucleari nell'ambito di attività di ricerca ed è soggetta alle responsabilità derivanti dalla loro gestione in sicurezza per la tutela dei lavoratori, della popolazione e dell'ambiente.

Il JRC è inoltre impegnato in un programma di disattivazione degli impianti nucleari e di gestione dei rifiuti (ND&WM) che coinvolge tutti i suoi siti nucleari, incluso il JRC-Ispra. Il programma ricade sotto la responsabilità del JRC, come stabilito dal Trattato EURATOM, nel rispetto della legislazione nazionale.

Il presente lavoro si concentra sulla valutazione e gestione del rischio radiologico derivante dalla movimentazione e messa a dimora all'interno del JRC-Ispra di un lotto di rifiuti radioattivi classificati di media attività (ILW, Intermediate Level Waste) secondo il Decreto Ministeriale del 07/08/2015.

L'analisi si articola in una fase di progettazione e ottimizzazione dell'attività dal punto di vista della radioprotezione, ed è completata con la verifica a posteriori della variazione dello stato radiologico dei locali di stoccaggio e delle stime di dose effettuate in fase preventiva.

In particolare, il metodo adottato integra la valutazione delle dosi per i lavoratori e la popolazione con un'analisi ALARA, che mira all'identificazione dell'approccio operativo più vantaggioso in termini di ottimizzazione e riduzione di dose. A questo scopo, la stima della dose efficace per i lavoratori è condotta attraverso una combinazione di metodi analitici, software di simulazione e dati radiologici. La dose stimata è quindi utilizzata come parametro nella selezione delle schermature e delle procedure operative più idonee, considerando non solo gli aspetti radioprotezionistici, ma anche quelli tecnici ed economici correlati.

Le scelte attuate e le risultanti valutazioni di dose vengono successivamente confrontate con i dati derivanti dalla sorveglianza dosimetrica, ambientale ed individuale, realizzata nel corso dell'attività. Tale confronto permette la verifica dell'efficacia delle azioni intraprese al fine sia di garantire il rispetto dei vincoli e dei limiti di dose ai lavoratori e alla popolazione, che di verificare lo stato radiologico degli ambienti di stoccaggio a nuova dimora dei rifiuti ILW.

INTRODUZIONE

Nell'ambito del programma di disattivazione degli impianti nucleari (ND&WM) del Joint Research Center di Ispra (JRC-Ispra), e di gestione dei rifiuti che ne derivano è stata effettuata all'interno del sito la movimentazione e messa a dimora di un lotto di rifiuti radioattivi classificati di media attività (ILW, Intermediate Level Waste) secondo il D.M. del 07/08/2015 [1]. Il presente lavoro si concentra sulla valutazione e gestione del rischio radiologico derivante da tale attività e propone un approccio ALARA mirato all'identificazione della strategia operativa più vantaggiosa in termini di ottimizzazione e, dunque, di riduzione della dose.

La progettazione dell'attività è effettuata considerando i vincoli logistici e operativi delle installazioni, con l'obiettivo da un lato di minimizzare le dosi ai lavoratori e dall'altro di ridurre il numero di movimentazioni, i costi, le emissioni ed il rischio incidentale che ne derivano. Lo studio comprende le valutazioni dell'impatto radiologico dell'attività per i lavoratori e la popolazione, sia in condizioni incidentali che di normale attività, in accordo con D.Lgs. 101/2020 e ss.mm.ii. (D.Lgs. 101/2020, 2020).

L'analisi è poi completata con la verifica a posteriori delle stime di dose per l'attività, nonché dell'impatto sullo stato radiologico dei locali di stoccaggio a nuova dimora.

MATERIALI E METODI

Le attività di trasferimento e messa a dimora coinvolgono n°14 fusti di rifiuti solidi (n° 6 fusti tipo CCM 220I, n°8 fusti tipo BWB 100I) classificati come ILW. I fusti, inizialmente collocati in apposite celle di stoccaggio, sono oggetto di trasferimento presso un deposito temporaneo. Per ciascuno dei 14 fusti sono disponibili i dati di misure radiometriche, peso e esiti dei rapporti di misura ISOCS dei radionuclidi Easy To Measure, ETM (tab. 1).

Tabella 1 – Dati disponibili dei fusti ILW: ratei di dose $\dot{H}^*(10)$, esiti di misura ISOCS e peso lordo.

Identificativo fusto	Tipo di fusto	$\dot{H}^*(10)$ ($\mu\text{Sv/h}$) a contatto	$\dot{H}^*(10)$ ($\mu\text{Sv/h}$) a 1 m	^{60}Co (Bq/g)	^{137}Cs (Bq/g)	^{154}Eu (Bq/g)	Peso (kg)
A	CCM 220I	1,93	0,27	1,01E+00	1,96E+01	6,84E-02	51,5
B	CCM 220I	307	11,5	5,79E-01	3,31E+03	6,54E+00	74,6
C	CCM 220I	502	37,1	3,94E+02	2,48E+03	1,61E+01	54,3
D	CCM 220I	618	92,8	3,06E+00	4,29E+03	5,33E+00	112,3
E	CCM 220I	1082	29,4	5,03E+00	2,19E+04	2,98E+01	44,2
F	CCM 220I	1160	6,57	8,24E-01	2,74E+03	1,69E+01	61,2
G	BWB 100I	2164	61,8	4,36E+02	7,11E+03	1,97E+01	96,6
H	BWB 100I	2164	65,7	1,39E+02	2,19E+04	2,30E+01	48,1
I	BWB 100I	4406	186	2,98E+00	2,58E+04	1,77E+01	101,8
J	BWB 100I	4638	201	3,04E+00	4,18E+04	1,63E+02	97,1
K	BWB 100I	6184	216	3,84E+00	5,33E+04	2,17E+02	102,7
L	BWB 100I	13914	325	6,43E+01	4,15E+04	4,24E+01	110,3
M	BWB 100I	18939	495	-	1,14E+05	4,94E+02	95,8
N	BWB 100I	21644	580	-	1,40E+05	4,84E+02	92,6

L'inventario di attività è definito per ciascun fusto avvalendosi dei rispettivi rapporti di misura ISOCS e di fattori di scala derivanti da un'estensiva campagna di caratterizzazione dell'installazione. I fattori di scala impiegati sono riportati in tab. 2.

Tabella 2 - Fattori di scala utilizzati per la stima dell'inventario di attività dei nuclidi DTM (Difficult To Measure).

Nuclide	Fattore di scala	Valore	Nuclide	Fattore di scala	Valore
^{241}Am	$^{241}\text{Am}/^{137}\text{Cs}$	6,68E-02	^{244}Cm	$^{244}\text{Cm}/^{137}\text{Cs}$	5,97E-03
^{90}Sr	$^{90}\text{Sr}/^{137}\text{Cs}$	4,95E-01	^{63}Ni	$^{63}\text{Ni}/^{60}\text{Co}$	1,09E+01
^{99}Tc	$^{99}\text{Tc}/^{137}\text{Cs}$	1,54E-03	^{59}Ni	$^{59}\text{Ni}/^{60}\text{Co}$	2,64E-02
^{129}I	$^{129}\text{I}/^{137}\text{Cs}$	2,96E-06	^3H	-	1,1 Bq/g
^{241}Pu	$^{241}\text{Pu}/^{137}\text{Cs}$	1,47E-01	^{14}C	-	0,016 Bq/g
^{238}Pu	$^{238}\text{Pu}/^{137}\text{Cs}$	1,22E-02	^{36}Cl	-	0,016 Bq/g
$^{239/240}\text{Pu}$	$^{239/240}\text{Pu}/^{137}\text{Cs}$	1,18E-02			

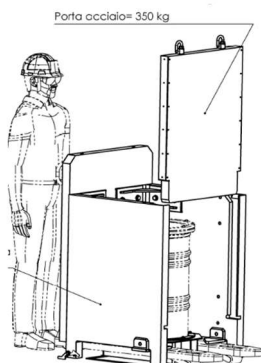
SCENARI OPERATIVI E PIANIFICAZIONE DELL'ATTIVITA'

L'attività di trasferimento è prevista in due fasi: una prima fase (Fase 1) di estrazione dei fusti dalle celle di stoccaggio, esecuzione dei controlli e predisposizione al trasporto, seguita da una seconda fase (Fase 2) di prelievo dei fusti, caricamento sul mezzo di trasporto, trasferimento e messa a dimora presso il deposito temporaneo. Le due fasi, svolte da due distinte squadre di operatori, sono valutate separatamente ai fini delle stime di dose ai lavoratori.

La Fase 1 coinvolge due operatori ed un carropontista, affiancati da un tecnico di radioprotezione, mentre la Fase 2 prevede un autista, un mulettista e un operatore.

Il trasporto è pianificato con gli obiettivi di minimizzare il numero di viaggi e l'esposizione del personale in funzione di apposite schermature disponibili: un castello schermante in piombo (fig. 1), compatibile con le dimensioni di un fusto di tipo BWB da 100I, e materassini piombati 100 cm x 60 cm x 1.5 cm. Da una prima valutazione ALARA si evince che l'utilizzo del primo comporta un'estensione dei tempi di caricamento e un incremento delle operazioni di movimentazione necessarie (un singolo fusto BWB per volta). Pertanto si sceglie di impiegare il castello in piombo esclusivamente per la schermatura dei tre fusti ILW a maggior rateo di dose (L, M, N).

Figura 1 - Castello schermante



I trasferimenti sono pianificati sulla base dei ratei di dose dei fusti coinvolti, tenendo conto altresì del loro posizionamento e dell'ordine di estrazione dalle celle di stoccaggio, nonché dei sistemi di immobilizzazione disponibili. La configurazione di trasferimento è così prevista:

- I fusti *caldi*, con rateo di dose oltre i 10 mSv/h (n°3 fusti L, M, N) sono trasportati facendo uso del castello schermante effettuando tre viaggi singoli, uno per ciascuno di essi;
- I fusti BWB *tiepidi*, con rateo di dose tra 2 e 10 mSv/h (n°5 fusti, da G a K) sono trasferiti facendo uso di bancali con capacità massima di 3 fusti BWB e di conseguenza effettuando due viaggi, uno con i fusti H e K, ed uno con i fusti G, I e J.
- I fusti CCM 220I con rateo di dose inferiore a 2 mSv/h (n° 6 fusti, da A a F) sono trasportati facendo uso di due bancali con capacità massima di 4 fusti CCM 220I ed effettuando due viaggi, uno con i fusti C, E, F ed uno con i fusti A, B, D.

SIMULAZIONI

L'inventario di γ emettitori in tab.1 è utilizzato per identificare la distribuzione spaziale delle sorgenti all'interno dei tre fusti a maggior rateo di dose, simulando attraverso il codice MicroShield 7.02 (Grove Software, 1992) la distribuzione di rateo di dose misurata (fig. 2).

Due differenti distribuzioni dei rifiuti all'interno dei fusti sono prese in considerazione: sorgente uniformemente distribuita (S1) e sorgente concentrata nella porzione centrale (S2). Dall'analisi di un primo caso studio per il fusto N si evidenzia un buon accordo con i dati radiometrici per la configurazione S2; pertanto si sceglie di adottare questa geometria per i tre fusti a più alto rateo di dose ed il confronto dei risultati di simulazione è riportato in tab.3.

Figura 2 - Geometrie di simulazione dei fusti ILW con sorgente uniformemente distribuita (S1, a sinistra) e sorgente localizzata nel tronco centrale (S2, a destra).

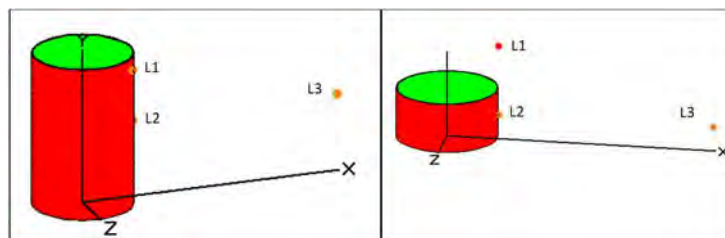


Tabella 3 - Confronto tra risultati di simulazione e dati radiometrici di misura per i tre fusti a maggior rateo di dose.

PUNTO DOSE		RATEO DI DOSE (DR) ($\mu\text{Sv/h}$)						
ID	Distanza	Fusto N simulato S1	Fusto N simulato S2	Fusto N misurato	Fusto M simulato S2	Fusto M misurato	Fusto L simulato S2	Fusto L misurato
L1	1 cm	11044	8231	8503	6910	6570	2802	3478
L2	1 cm	9522	21440	21644	17850	18939	7175	13914
L3	1 m	513	529	580	435	495	172	325

La geometria scelta si conferma in buon accordo con i ratei di dose misurati, ad eccezione del fusto L, nel quale il rateo di dose risulta notevolmente inferiore e non rispondente alla geometria simulata. Si sceglie dunque di impiegare la geometria S2 come riferimento per le successive simulazioni e di applicare un fattore di correzione ai risultati, al fine di ottenere stime di dose quanto più rappresentative possibile della situazione reale e di evitare sottostime in termini di esposizione dei lavoratori.

Le simulazioni in geometria S2 sono effettuate allo scopo di ottenere i ratei di dose alle varie distanze operative identificate per le due squadre: rispettivamente di 0.6 m, 2.5 m, 5 m e 10 m per la Fase 1 e di 2 m, 3 m e 4 m per la Fase 2.

Il rateo di dose rivalutato $\dot{D}_{riv}(d)$ è calcolato per singolo fusto come segue:

$$\dot{D}_{riv}(d) = \frac{\dot{H}^*(10)_{contatto}}{\dot{D}_{sim}(contatto)} \cdot \dot{D}_{sim}(d) \quad (\text{eq. 1})$$

Dove $\dot{H}^*(10)$ indica la misura a contatto e \dot{D}_{sim} indica il rateo di dose simulato ad una data distanza d e a contatto.

Le simulazioni che riguardano le operazioni della Fase 1 sono svolte in assenza di schermo per le distanze di interesse, e i risultati sono riportati di seguito in tab. 4.

Tabella 4 - Ratei di dose dei fusti rivalutati per i fattori correttivi ricavati dalle simulazioni MicroShield 7.02.

Fusto	RATEO DI DOSE rivalutato ($\mu\text{Sv/h}$)			
	0,6 m	2,5 m	5 m	10 m
A	<1	-	<1	<1
B	13	-	<1	<1
C	22	-	1	<1
D	27	-	1	<1
E	47	-	1	<1
F	50	-	1	<1
G	91	-	2	1
H	94	-	3	1
I	191	-	5	1
J	207	-	6	1
K	268	-	7	2
L	750	66	18	5
M	1036	92	25	6
N	1187	105	28	5

Le geometrie rappresentative per la stima di dose nelle operazioni relative alla Fase 2 sono scelte secondo la configurazione di trasporto prevista: singolo fusto in presenza del castello di piombo (spessore 6 cm, fusti L, M, N), simulato tramite MicroShield (fig. 3), e bancali di fusti per le movimentazioni multiple, simulate tramite il codice Visiplan 3D ALARA 3.0 (SCK-CEN, 2005) (fig. 4).

Figura 4 - Geometria di simulazione di fusti caldi schermati.

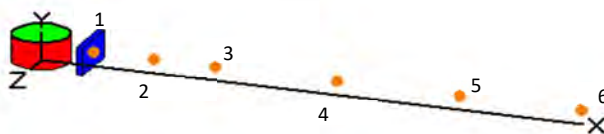
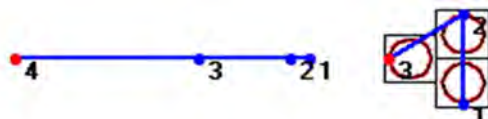


Figura 3 - Geometria di simulazione di bancali di fusti tiepidi con Visiplan 3D ALARA.



Si riportano di seguito (tab. 5) i risultati delle simulazioni in geometria schermata.

Tabella 5 - Risultati di simulazione MicroShield 7.02: rateo di dose alle distanze di lavoro per i tre fusti *caldi*. Le distanze sono riferite a partire dalla schermatura (vedi fig. 3).

ID Punto dose (Figura 4)	1	2	3	4	5	6
Distanza	1 cm	0,5 m	1 m	2 m	3 m	4 m
Fusto	RATEO DI DOSE simulato ($\mu\text{Sv/h}$) a data distanza dalla schermatura					
L	110	24	10	3	2	1
M	288	64	26	9	4	3
N	350	78	32	11	5	3

Il rateo di dose del bancale di fusti G, I e J è simulato attraverso il codice Visiplan e rivalutato applicando la formula correttiva in eq. 1 riferita al totale dei fusti di ciascun bancale.

Considerando il rateo di dose dei fusti coinvolti, l'approccio è semplificato per i restanti bancali, per i quali il rateo di dose è rivalutato a partire dai risultati ottenuti dalle simulazioni per i fusti G, I e J (tab. 6).

Tabella 6 – Ratei di dose rivalutati dei bancali: in **rosso** i dati ottenuti dalla simulazione con il codice Visiplan del bancale di riferimento e in nero i valori stimati per le restanti configurazioni di movimentazione.

ID Punto dose (Figura 3)	1	2	3	4
Distanza	0,8 m	1 m	2 m	4 m
Bancale	RATEO DI DOSE rivalutato ($\mu\text{Sv/h}$)			
Fusti G – I – J	180	140	46	14
Fusti H – K	134	104	34	10
Fusti C – E – F	44	34	11	3
Fusti A – B – D	15	12	4	1

PRINCIPALI RISULTATI

IMPATTO RADIOLOGICO IN CONDIZIONI DI NORMALE ATTIVITÀ

Le valutazioni di dose sono eseguite distintamente per le Fasi 1 e 2, secondo le distanze e le tempistiche di lavoro fornite dalle ditte ed avvalendosi dei ratei di dose calcolati dalle simulazioni o misurati a tali distanze. Si riportano nelle tabelle seguenti (tab. 7, tab. 8) i parametri operativi per ciascun lavoratore, sebbene le stime di dose siano effettuate considerando tutte le operazioni come svolte da un unico lavoratore.

Tabella 7 – Stime di dose efficace a corpo intero da irraggiamento esterno per l'operatore delle fasi 1 e 2 di trasferimento dei fusti *caldi* L – M – N.

Operatori (Op)/ Carropontista (C)	Di- stanza	Tempo (s)			Dosi (μSv)		
		Op 1	Op 2	C	Fusto L	Fusto M	Fusto N
FASE 1: Trasporto fusti caldi							
Estrazione fusti e posizionamento	0,6 m	25	25		5,2	7,2	8,2
Etichettatura	0,6 m		9		1,9	2,6	3,0
Aggancio fusto	0,6 m	12			2,5	3,5	4,0
Sgancio fusto	0,6 m	8			1,7	2,3	2,6
trasferimento con carroponte	10 m			540	0,7	1,0	0,7
Rimozione sistema di ammortizzazione	5 m		8		0,0	0,1	0,1
Rimozione ganci su schermo	0,6 m		8		1,7	2,3	2,6
Pesatura fusto	5 m	5			0,0	0,0	0,0
Inserimento fusto nello schermo	2,5 m	40			0,7	1,0	1,2
Assistenza posizionamento schermo	2,5 m		30		0,6	0,8	0,9
				Totale (μSv)	15,0	20,7	23,3

Autista (Au)/Mulettista (M)/Operatore (Op)		Tempo (min)			Dosi (μSv)		
FASE 2: Trasporto fusti caldi	Distanza	Au	M	Op	Fusto N	Fusto M	Fusto L
Posizionamento schermo	3 m		1		0,09	0,07	0,03
Caricamento su trattore	3 m		1		0,09	0,07	0,03
Legatura schermo su rimorchio	2 m		2	2	0,37	0,30	0,11
Trasporto	4 m	10			0,54	0,44	0,44
Sgancio golfari	2 m		2	2	0,37	0,30	0,11
Scarico castello in SGRR	1 m		1		0,54	0,44	0,17
Rimozione porta schermata	0,5 m			2	2,59	2,12	0,80
Mulettista porta in buffer zone	1 m		1		0,54	0,44	0,17
Totale (μSv)					5,12	4,19	1,85

Tabella 8 - Stime di dose efficace a corpo intero da irraggiamento esterno per l'operatore delle fasi 1 e 2 di trasferimento dei bancali.

Operatori (Op)/ Carropontista (C)		Tempo (s)			Dosi (μSv)			
FASE 1: Trasporto bancali	Dis-tanza	Op 1	Op 2	C	Fusti G-I-J	Fusti H-K	Fusti C-E-F	Fusti A-B-D
Estrazione fusti e posizionamento	0,6 m	30	30		4,1	3,0	1,0	0,3
Etichettatura	0,6 m		9		1,2	0,9	0,3	0,2
Aggancio fusto	0,6 m	12			1,6	1,2	0,4	0,2
Sgancio fusto	0,6 m	8			1,1	0,8	0,3	0,2
trasferimento con carroponte	10 m			540	0,5	0,4	0,2	0,0
Rimozione sistema di ammor-tizzazione	5 m		8		0,0	0,0	0,0	0,0
Chiusura bancale	0,8 m	60			3,0	4,5	2,2	0,8
Contributo di fondo cella	-	30	30		70,0	46,7	17,5	17,5
Totale (μSv)					81,5	57,4	21,8	19,2
Autista (Au)/Mulettista (M)/Operatore (Op)		Tempo (min)			Dosi (μSv)			
FASE 2: Trasporto bancali	Di-stanza	Au	M	Op	Ban-cale G-I-J	Ban-cale H-K	Ban-cale C-E-F	Ban-cale A-B-D
Carico su trattore	1 m		1		2,3	1,7	0,6	0,2
Fissaggio con funi	2 m		2	2	1,5	1,1	0,4	0,1
Trasporto in SGRR	4 m	10			2,3	1,7	0,6	0,2
Smontaggio funi	2 m		2	2	1,5	1,1	0,4	0,1
Stoccaggio	1 m		1		2,3	1,7	0,6	0,2
Totale (μSv)					10,1	7,5	2,5	0,8

Si stima inoltre il contributo legato al posizionamento finale dei fusti nello stoccaggio a nuova dimora (tab. 9).

Tabella 9 - Stime di dose efficace a corpo intero da irraggiamento esterno per le operazioni di posizionamento finali.

Mulettista (M)/Operatore (Op)		Tempo (min)		
POSIZIONAMENTI FINALI	Distanza	M	Op	Dosi (μSv)
2 - Estrazione	3 m	1		1
3 - Sistemazione fusti caldi	1 m	2	2	63
4 - Assemblaggio spondine	1 m		2	63
5 - Posizionamento fusti caldi	3 m	1		2
6 - Posizionamento bancali BWB tiepidi	1 m	2		8
7 - Posizionamento bancali CCM220	1 m	2		2
Contributo fondo dose	-	30	30	2
Totale (μSv)				142

La stima della dose alle estremità è effettuata utilizzando i ratei di dose a contatto per le sole fasi in cui questo è previsto.

La presenza di un tecnico di radioprotezione è prevista per l'effettuazione dei controlli di rateo di dose e contaminazione superficiale di ciascun fusto prima del trasferimento, con una distanza di misura prevista rispettivamente di 1 m e 0.6 m, e tempi di misura di 1 min e di 30 s. Tenendo conto di un fattore legato ad anomalie e malfunzionamenti pari al 30%, si stimano le dosi massime all'operatore per le Fasi 1 e 2 e per il tecnico di radioprotezione, come riportato in tab. 10.

Tabella 10 - Stima di dose a corpo intero e alle estremità per le attività di trasferimento dei fusti ILW.

	Dose efficace a corpo intero (mSv) +30%	Dose equivalente alle estremità (mSv) +30%
Operatore Fase 1	0,39	1,7
Operatore Fase 2	0,03	-
Tecnico di radioprotezione	0,09	0,65
Posizionamenti finali	0,19	-

Si valuta inoltre l'impatto del posizionamento di un materasso in piombo come copertura superiore del castello schermante, altrimenti assente come visibile in fig. 1. Stimando un tempo di posizionamento del materassino di circa 20 s ad una distanza di 0.6 m dal fusto, l'operazione comporterebbe un incremento di dose all'operatore della fase 1 di circa 17 μ Sv per posizionare i materassi (altrettanto per rimuoverli), con una dose all'operatore della fase 2 (mulettista) in assenza di schermo pari a circa 11 μ Sv. Sulla base di queste considerazioni, l'impiego della schermatura aggiuntiva risulta non funzionale e non viene dunque previsto per l'attività.

Infine, tenuto conto del più basso rateo di dose dei bancali C – E – F e A – B – D e delle modalità di movimentazione, si decide di accorpate il loro trasferimento in un unico viaggio in un'ottica di sostenibilità e di ottimizzazione logistica.

INVENTARIO RADIOLOGICO IN CONDIZIONI INCIDENTALI

Si ipotizzano quattro scenari incidentali involuppo:

1. Fase1: caduta da 9 m del fusto a maggior rateo di dose (fusto *caldo* N);
2. Fase 1: caduta da 9 m del fusto a maggior attività totale (fusto *caldo* M);
3. Fase 2: caduta da 1 m durante il trasferimento del fusto a maggior attività totale (fusto *caldo* M);
4. Fase 2: caduta da 1 m durante il trasferimento del bancale di 3 fusti *tiepidi* (fusti G, I e J).

Gli inventari di attività considerati per la valutazione di dose in caso incidentale sono riassunti in tab. 11 e ricavati a partire dai dati in tab. 1 attraverso l'utilizzo dei fattori di scala in tab. 2.

Il termine sorgente (ST) è calcolato a partire dagli inventari di materiale radioattivo (MAR) in tab. 11 attraverso la relazione (DOE, 1994):

$$ST = MAR \cdot DR \cdot ARF \cdot RF \cdot LPF$$

Dove *DR* corrisponde alla frazione di materiale danneggiata a causa dell'incidente (assunto pari ad 1 in tutti gli scenari), *ARF* la frazione di materiale rilasciata in aria, *RF* la frazione respirabile e *LPF* la frazione che fuoriesce dall'edificio/fusto e assunta pari al 10% per gli scenari 3 e 4 e pari al 50% per gli scenari 1 e 2. Nel caso di caduta di un fusto il contributo *ARF*·*RF* è ottenuto dal prodotto tra la densità del fusto *d* (g/cm^3), l'accelerazione di gravità *g*

(cm s^{-2}), l'altezza di caduta h (cm) ed un fattore di dispersione A ($\text{cm}^3 \text{s}^2 \text{g}^{-1} \text{cm}^{-2}$), pari a $2\text{E}-11$ (DOE, 1994):

$$ARF \cdot RF = A \cdot d \cdot g \cdot h$$

Il termine sorgente ottenuto con la metodologia presentata è riassunto di seguito (tab. 11).

Tabella 11 - Inventario di attività (MAR) e termine sorgente (ST) per il rilascio nei locali e/o all'esterno per gli scenari incidentali ipotizzati.

Nuclide	Scenario 1 Fusto N		Scenari 2 e 3 Fusto M (Bq)				Scenario 4 Fusti G, I, J	
	MAR (Bq)	ST1 (Bq) nel locale ¹	MAR (Bq)	ST2 (Bq) nel locale ¹	ST2 (Bq) in ambiente	ST3(Bq) in ambiente	MAR (Bq)	ST4(Bq) in ambiente
²⁴¹ Am	4.71E+08	7,70E+02	1.09E+09	1,85E+03	9,23E+02	2,05E+02	3.53E+08	7,05E+01
⁶⁰ Co	-	-	-	-	-	-	4.27E+07	8,52E+00
¹³⁷ Cs	1.30E+10	2,12E+04	1.09E+10	1,85E+04	9,23E+03	2,05E+03	7.37E+09	1,47E+03
¹⁵⁴ Eu	4.48E+07	7,32E+01	4.73E+07	8,00E+01	4,00E+01	8,89E+00	1.95E+07	3,90E+00
⁹⁴ Nb	-	-	-	-	-	-	2.13E+06	4,26E-01
⁹⁰ Sr	6.42E+09	1,05E+04	5.41E+09	9,14E+03	4,57E+03	1,02E+03	3.65E+09	7,28E+02
⁹⁹ Tc	2.00E+07	3,26E+01	1.68E+07	2,84E+01	1,42E+01	3,16E+00	1.14E+07	2,27E+00
¹²⁹ I	3.84E+04	6,27E-02	3.23E+04	5,46E-02	2,73E-02	6,07E-03	2.18E+04	4,35E-03
²⁴¹ Pu	1.91E+09	3,11E+03	1.61E+09	2,71E+03	1,36E+03	3,01E+02	1.08E+09	2,16E+02
²³⁸ Pu	1.58E+08	2,58E+02	1.33E+08	2,25E+02	1,13E+02	2,50E+01	8.99E+07	1,79E+01
^{239/240} Pu	1.53E+08	2,50E+02	1.29E+08	2,18E+02	1,09E+02	2,42E+01	8.70E+07	1,74E+01
²⁴⁴ Cm	7.74E+07	1,26E+02	6.52E+07	1,10E+02	5,51E+01	1,22E+01	4.40E+07	8,78E+00
⁶³ Ni	-	-	-	-	-	-	4.66E+08	9,29E+01
⁵⁹ Ni	-	-	-	-	-	-	1.13E+06	2,25E-01
³ H	1.02E+05	1,66E-01	1.05E+05	1,78E-01	8,90E-02	1,98E-02	3.25E+05	6,49E-02
¹⁴ C	1.48E+03	2,42E-03	1.53E+03	2,59E-03	1,30E-03	2,88E-04	4.73E+03	9,43E-04
³⁶ Cl	1.48E+03	2,42E-03	1.53E+03	2,59E-03	1,30E-03	2,88E-04	4.73E+03	9,43E-04

DOSE AI LAVORATORI IN CONDIZIONI INCIDENTALI

La valutazione di dose ai lavoratori è effettuata considerando i contributi di dose impegnata da inalazione e di dose efficace da irraggiamento esterno. Il primo termine è stimato secondo la relazione seguente (IAEA, 2000):

$$D_{ina} = \sum_k \frac{ST_k \cdot R \cdot t \cdot h(g)_{ina,k}}{V}$$

Dove ST_k è l'attività rilasciata del radionuclide k (tab. 11), R è il rateo di respirazione, pari a $1,2 \text{ m}^3/\text{h}$ come da ICRP 119 (ICRP, 2012), t il tempo di permanenza nel locale, assunto pari a 5 minuti e V il volume coinvolto, assunto pari ad una semisfera di raggio 3 m (57 m^3). Infine, $h(g)_{ina,k}$ è il coefficiente di dose impegnata per inalazione del nuclide k (Sv/Bq) per i lavoratori, presi dalle ICRP 130 (ICRP, 2015), 134 (ICRP, 2016), 137 (ICRP, 2017), 141 (ICRP, 2019), 151 (ICRP, 2022), ad integrazione dell'ICRP 119 (ICRP, 2012). Il tipo di assorbimento è scelto come raccomandato di default e, in assenza di specifiche informazioni, si è preso il valore massimo tra S/M/F presente nell'applicativo "Electronic Annex/OIR Data Viewer" (ICRP, 2020).

Il contributo di dose da irraggiamento esterno è determinato ipotizzando la distanza dell'operatore (d) dal fusto caduto pari ad 1 m, secondo la seguente relazione:

¹ Il termine sorgente nel locale per gli scenari 1 e 2 è considerato al netto del fattore LPF, dunque prima della fuoriuscita in ambiente.

$$E_{ext} = D_r(d) \cdot t$$

dove $D_r(d)$ è il rateo di dose del fusto coinvolto nello scenario incidentale e t è il tempo di permanenza nel locale.

Si considera infine un contributo di dose da irraggiamento esterno dovuto ad eventuali operazioni di rimedio, come il recupero del materiale contaminato, interventi di decontaminazione e messa in sicurezza dell'ambiente circostanze. Si ipotizza l'intervento svolto da una squadra di 3 operatori che si alternano a distanza di 1 m dal fusto per un tempo assunto pari a 30 min per ciascun operatore.

I risultati per gli scenari ipotizzati sono riassunti nella tabella seguente (tab. 12), ad esclusione dello scenario 3 che, ai fini della valutazione di dose al lavoratore, risulta involupato all'interno dello scenario 2 poiché l'attività rilasciata nel locale è maggiore di quella rilasciata in ambiente e corrispondente allo scenario 3.

Tabella 12 - Valutazione di dose al lavoratore in caso incidentale.

SCENARIO	1: caduta fusto N da 9m	2: caduta fusto M da 9m	4: caduta fusti G, I, J da 1m
Inalazione D_{ina} (μSv)	25	39	5,5E-04
Irraggiamento esterno E_{ext} (μSv)	48	41	12
Operazioni di rimedio E_{ext} (μSv)	290	250	290

DOSE ALLA POPOLAZIONE IN CONDIZIONI INCIDENTALI

Come si osserva dai valori riportati in tab. 11, lo scenario che comporta il maggior rilascio in ambiente di ciascun radioisotopo corrisponde al caso incidentale 2. Tale scenario si considera dunque involuppo degli altri e viene utilizzato ai fini della valutazione di dose alla popolazione in caso incidentale. La modellizzazione è eseguita per mezzo del software FRAMES (US-EPA, -) ipotizzando una sorgente di rilascio puntiforme ed in riferimento ai gruppi critici di lattanti (0-1 anni), bambini (7-12 anni) e adulti (> 17 anni).

La durata dell'esposizione è assunta pari ad 1 anno a partire dal rilascio e in assenza di interventi protettivi attuati a seguito dell'incidente, considerando il centro abitato più prossimo al JRC-Ispra, posto a circa 1 km dal punto di rilascio. Si riportano di seguito i risultati (tab. 13).

Tabella 13 - Dose efficace annua per gli individui rappresentativi della popolazione (lattante, bambino, adulto) a diverse distanze nel caso di caduta del fusto M da 9 m in LCSR.

DISTANZA	1000 m	1200 m	1400 m	1600 m	1800 m	2000 m
DOSE (mSv) LATTANTE	8.4E-07	5.8E-07	4.4E-07	3.4E-07	2.7E-07	2.2E-07
DOSE (mSv) BAMBINO	1.9E-06	1.3E-06	9.7E-07	7.6E-07	6.1E-07	5.1E-07
DOSE (mSv) ADULTO	2.5E-06	1.8E-06	1.4E-06	1.1E-06	8.3E-07	6.9E-07

La dose efficace massima per l'evento incidentale involuppo è dunque attribuita all'individuo rappresentativo della popolazione (adulto) a 1 km e risulta pari a circa 0.003 μSv , priva di rilevanza radiologica.

ESECUZIONE DEL TRASFERIMENTO

L'attività è stata svolta in assenza di incidenti e/o eventi anomali, e completata dalla realizzazione di un monitoraggio ambientale a verifica dell'adeguatezza dello stoccaggio a nuova dimora. La sorveglianza ambientale si è avvalsa di monitori d'area fissi e dosimetri TLD ambientali, nonché di misure puntuali di rateo di dose e contaminazioni superficiali negli ambienti di lavoro e su ciascuno dei fusti da trasferire.

La contaminazione per i fusti e gli ambienti di lavoro è risultata assente, ed è inoltre stato possibile aggiornare i dati radiometrici dei rifiuti ILW.

Nell'ambito della sorveglianza fisica dei lavoratori è stato realizzato il monitoraggio individuale del personale attraverso l'assegnazione di dosimetri attivi (EPD) e passivi (TLD) al corpo intero e dosimetri TLD alle estremità (radiazione di riferimento beta/gamma). Le letture dei dispositivi hanno registrato una dose massima alle estremità di 150 μSv in $H_p(0,07)$ e una dose massima al corpo intero di 86 μSv in $H_p(10)$ per un lavoratore coinvolto nella Fase 1. Si precisa inoltre che il rateo di dose massimo registrato dagli EPD è risultato pari a 3.28 mSv/h per il medesimo lavoratore. La dose collettiva calcolata dai dati registrati dagli EPD è pari a 515 μSv uomo per i 18 lavoratori coinvolti.

CONCLUSIONE

L'approccio ALARA adottato in fase di preventiva ha permesso l'identificazione di strategie operative efficaci e funzionali in un'ottica di compromesso bilanciato tra gli aspetti radioprotezionistici, tecnici ed economici. Le valutazioni effettuate per gli scenari incidentali hanno evidenziato l'assenza di rilevanza radiologica anche per l'evento involuppo ipotizzato.

L'attività è stata svolta inoltre senza che siano state riportate anomalie o incidenti e la sorveglianza dei lavoratori, effettuata attraverso l'adozione di un adeguato sistema di monitoraggio individuale, che ha fornito gli elementi per le valutazioni di dose agli operatori, che sono risultate ampiamente inferiori a quanto stimato.

Bibliografia

- DOE, *DOE-HDBK-3010-94 Vol.1° - Airborne release fractions/rates and respirable fractions for non-reactor nuclear facilities*, (1994).
- Gazzetta Ufficiale, *Decreto 7 agosto 2015 "Classificazione dei rifiuti radioattivi, ai sensi dell'articolo 5 del decreto legislativo 4 marzo 2014"*, (2015).
- Gazzetta Ufficiale, *Decreto Legislativo 31 luglio 2020, n.101*, (2020).
- Grove Software, *MicroShield User's Manual Version 7.2* (1992).
- IAEA, *IAEA-TECDOC-1162 - Generic procedures for assessment and response during a radiological emergency*, (2000).
- ICRP, *ICRP 130 – Occupational intakes of radionuclides: Part 1*, (2015).
- ICRP, *ICRP 134 – Occupational intakes of radionuclides: Part 2*, (2016).
- ICRP, *ICRP 137 – Occupational intakes of radionuclides: Part 3*, (2017).
- ICRP, *ICRP 141 – Occupational intakes of radionuclides: Part 4*, (2019).
- ICRP, *ICRP 151 – Occupational intakes of radionuclides: Part 5*, (2022).
- ICRP, *ICRP 119 – Compendium of dose coefficients based on ICRP 60*, (2012).
- ICRP, *ICRP/OIR (Occupational Intakes of Radionuclides) Data Viewer*, (2020).
- SCK-CEN, *VISIPLAN 3D ALARA planning tool Version 4.0 – User's Guide*, (2005).
- U.S. EPA, *FRAMES - Framework for Risk Analysis in Multimedia Environmental Systems*.

Caratterizzazione Radiologica per il rilascio incondizionato di un bunker in cemento armato ospitante un ciclotrone PET-trace 10

*D. Ramelli**; *E. Bencivenga**; *L. Baldassarre**; *G. Simone**

**L.B. Servizi per le Aziende s.r.l. – Via Gabriele Paleotti 43 – 00168 Roma*

caratterizzazione@lbservizi.it

Riassunto

Le procedure e i riferimenti standard per il completo decommissioning delle installazioni per la produzione di radiofarmaci, comprensive del rilascio incondizionato delle strutture ospitanti, non sono ancora state completamente definite a causa delle forti disuniformità dei processi di attivazione specifici di ogni installazione. Nel presente articolo si illustrano la metodologia e le procedure di caratterizzazione radiologica applicate ad un ex-situ di produzione di radiofarmaci per il completo decommissioning dei sistemi e dei componenti di produzione delle strutture del bunker ospitante. Un approccio iterativo, di validazione e di verifica durante le fasi di pre-caratterizzazione e caratterizzazione intermedia e finale, hanno consentito di fissare un piano di campionamento adeguato, determinare lo stato radiologico di ogni sistema, struttura o componente e, di conseguenza, stabilire con particolare dettaglio le attività operative di smantellamento, garantendo la radioprotezione degli operatori e permettendo una corretta implementazione di protocolli speciali in caso di incidenti.

INTRODUZIONE

Nell'ambito della medicina nucleare, la produzione di radiofarmaci tramite ciclotroni medicali è ormai ampiamente diffusa, raggiungendo standard tecnici e di produzione ben definiti. Tuttavia, standard e procedure per il decommissioning completo delle installazioni, o per il rilascio incondizionato delle parti di edificio che le hanno ospitate, non sono ancora completamente definite. La tipologia di macchina acceleratrice, le diverse caratteristiche dei flussi neutronici, il tempo totale di attività, nonché la composizione del cemento e la struttura del bunker, influenzano significativamente le modalità e le tecniche di caratterizzazione radiologica da adottare sia per la minimizzazione dei rifiuti radioattivi, che per il rilascio incondizionato delle strutture. Tali fattori possono incidere in maniera significativa sull'entità del budget e sui tempi di disattivazione dell'installazione. Inoltre, i dati reperibili in letteratura mostrano quasi esclusiva attenzione alla determinazione e quantificazione dei radionuclidi gamma emettitori, anche tramite procedure di campionamento che non sempre fissano specifici requisiti espliciti in merito alla rappresentatività del campione e, nella quasi totalità delle volte, non prevedono la ricerca di prodotti di attivazione difficili da misurare (HTMR). Il presente articolo riporta il primo esempio nazionale di applicazione della normativa in materia di disattivazione completa di una pratica radiologica di una installazione destinata alla produzione di radiofarmaci, con l'obiettivo di addivenire al rilascio incondizionato del sito, compreso il bunker che ha ospitato un ciclotrone medicale. In particolare, questo lavoro illustra il protocollo di pre-caratterizzazione radiologica utilizzato per ottimizzare il successivo processo di definizione delle modalità e delle tecniche di caratterizzazione radiologica, finalizzato al rilascio incondizionato della struttura. Il bunker, che ha ospitato un ciclotrone medicale non schermato da 16,5 MeV attivo per un periodo di 9 anni, è stato pre-caratterizzato tramite un processo reiterato di misure non distruttive, misure distruttive e simulazioni Monte Carlo con codice MCNP.

In prima istanza, sulla base delle informazioni storiche, sono state eseguite simulazioni Monte Carlo (MCNP) del funzionamento del ciclotrone, riuscendo a identificare un primo vettore dei radionuclidi e tracciando un primo profilo di attivazione per ciascuna parete. I risultati di tale simulazione sono stati poi verificati eseguendo una pre-caratterizzazione

tramite misure di spettrometria gamma in-situ impiegando rivelatori HPGe, combinate con le misure in configurazione da laboratorio su campioni prelevati mediante il carotaggio delle varie pareti e la misura delle sezioni delle carote. I dati di spettrometria gamma sono stati integrati con determinazioni di radionuclidi HTMR e con misure di composizione chimica del cemento. Il processo iterativo di ottimizzazione e verifica del modello di simulazione ha permesso di definire un profilo di attivazione in ottimo accordo con i dati sperimentali, validando il calcolo teorico e confermando le ipotesi iniziali. È stata riscontrata una maggiore concentrazione dell'isotopo ^3H nella parte superficiale della parete, prodotto dalla reazione (n, α) del ^6Li , mentre il ^{55}Fe è stato generato per cattura neutronica (n, γ) del ^{54}Fe . I radionuclidi gamma emettitori ^{60}Co e ^{152}Eu risultano invece concentrati più in profondità.

Grazie al protocollo attuato, è stato possibile definire un piano di rilascio incondizionato del bunker, programmando coerentemente le attività di scarifica ed asportazione delle pareti attivate, al fine di confermare, al termine delle attività programmate, con dati sperimentali, l'assenza di vincoli di natura radiologica della struttura in funzione del rispetto dei criteri di allontanamento per materiali solidi.

FASE DI PRE – CARATTERIZZAZIONE

La fase iniziale dei lavori presso il sito in oggetto, ha riguardato la pre – caratterizzazione del ciclotrone e del bunker che lo ospitava. Questo processo, concerne lo studio approfondito della problematica, sia tramite fonti storiche afferenti alle pratiche esercite che tramite simulazioni con codice MCNP.

La macchina in esame, che allo stato attuale risulta essere già stata rimossa, è un ciclotrone PET – TRACE 10, costruito dalla GE Medical Systems con le seguenti caratteristiche:

Particelle accelerate: Protoni

Energia massima delle particelle: 16,5 MeV

Corrente massima: 100 μA

Particelle accelerate: Deuteroni

Energia massima delle particelle: 8,4 MeV

Corrente massima: 40 μA

Tempo di irraggiamento massimo: 1800 ore/anno

Le pratiche esercite, riguardavano la produzione di Radiofarmaci emettitori di positroni, al fine di creare composti chimici direttamente iniettabili al paziente, per l'esecuzione di esami di diagnostica per immagini, in particolare: tomografia ad emissione di positroni (PET). Dunque, i principali radionuclidi prodotti ed adoperati dal ciclotrone risultano essere il ^{18}F , ^{64}Cu , ^{123}I , ^{124}I e ^{89}Zr . Oltre a questi, lo stabile utilizzava radionuclidi non prodotti dal ciclotrone ed era dotato di diverse sorgenti di calibrazione per i vari macchinari impiegati.

La struttura era uno stabile industriale, contenente il bunker nel piano interrato. La zona bunker, oggetto del presente articolo, è una stanza a pianta quadrata di lato 4,5 m ed una altezza di 3,5 m, costruita interamente in cemento armato di spessore di circa 220 cm. Per quanto riguarda i locali di radiofarmacia e di sintesi, essi sono collocati al pian terreno, contenenti celle calde per la sintesi principalmente di ^{18}F . Si è così proceduto ad effettuare delle misure di rateo di dose all'interno del bunker, al fine di individuare i punti a maggior

attivazione neutronica sui quali svolgere delle analisi preliminari non distruttive. In tabella 1 si riportano i ratei di dose riscontrati durante le indagini preliminari:

Tabella 1 – Rateo di dose

Posizione di misura	Rateo di dose [$\mu\text{Sv/h}$]
Parete opposta al target	2
Retro camera accelerazione	1
Magnete esterno laterale	0,7
Accelerazione interna	4
Accelerazione esterna	2,5
Soffitto lato target	2
Pavimento lato target	2
Parete fronte target	1
Target da interno	9
Target da esterno	25
Coil esterno target	25
Supporto strumentazione	10

Successivamente, grazie alle misure di rateo di dose effettuate, si è proceduto a ricostruire i possibili radionuclidi prodotti dall'attivazione neutronica. I componenti del ciclotrone principalmente attivati dal fascio di particelle accelerate sono costituiti da target e loro supporti, estrattore/deflettore, magneti, dees, camera a vuoto, farady cup, collimatore, stripping foil, sorgente di ioni, schermature ausiliarie. Per quanto riguarda l'estrattore, dalla letteratura, predomina la presenza di ^{65}Zn prodotto dalla reazione (p, n) sull'elemento stabile ^{65}Cu . Oltre all'attivazione diretta da parte del fascio di protoni, vi è un contributo generato dalla componente neutronica. Prendendo in considerazione le reazioni (n, p), (n, α) e (n, γ), nell'estrattore sono prodotti i radionuclidi ^{63}Ni e ^{60}Co . Sempre nel medesimo lavoro [2], vengono annoverati ^{58}Co , ^{56}Co , ^{54}Mn , caratterizzati da una concentrazione di attività di 2-3 ordini di grandezza inferiori rispetto allo ^{65}Zn (si tenga conto che tale radionuclide ha un tempo di dimezzamento di 244 giorni, di conseguenza, ad oggi, potrebbe essere decaduto). Vista la presenza di Ni, Fe e Co in letteratura, nei magneti sono individuati i radionuclidi ^{63}Ni , ^{60}Co , ^{58}Co , ^{59}Fe , ^{55}Fe [2] come prodotti. Si riportano in tabella 2 i radionuclidi menzionati ed i rispettivi pattern di attivazione:

Tabella 2 – Radionuclidi di attivazione del target, dell'estrattore e dei magneti

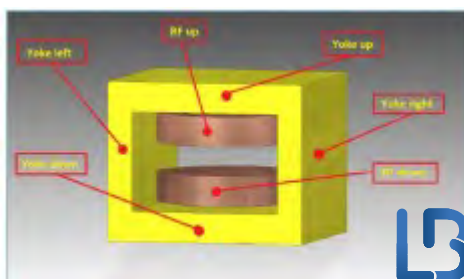
Componente	Elementi principali	Prodotti di attivazione	Reazione di produzione
Target e supporti	Ag Ta	^{109}Cd ^{181}W	$^{109}\text{Ag}(p,n)^{109}\text{Cd}$ $^{181}\text{Ta}(p,n)^{181}\text{W}$
Estrattore	Cu Fe Ni	^{65}Zn ^{65}Ni ^{60}Co ^{58}Co ^{56}Co ^{54}Mn	$^{65}\text{Cu}(p,n)^{65}\text{Zn}$ $^{63}\text{Cu}(p,n)^{63}\text{Ni}$ $^{63}\text{Cu}(p,\alpha)^{60}\text{Co}$ $^{58}\text{Ni}(n,p)^{58}\text{Co}$ $^{56}\text{Fe}(p,n)^{56}\text{Co}$ $^{54}\text{Fe}(n,p)^{54}\text{Mn}$
Magneti	Ni Fe Co	^{63}Ni ^{60}Co ^{58}Co ^{59}Fe ^{55}Fe	$^{62}\text{Ni}(n,\gamma)^{63}\text{Ni}$ $^{59}\text{Co}(n,\gamma)^{60}\text{Co}$ $^{60}\text{Ni}(n,p)^{60}\text{Co}$ $^{58}\text{Ni}(n,p)^{58}\text{Co}$ $^{62}\text{Ni}(n,\alpha)^{59}\text{Fe}$ $^{58}\text{Fe}(n,\gamma)^{59}\text{Fe}$ $^{58}\text{Ni}(n,\alpha)^{55}\text{Fe}$ $^{54}\text{Fe}(n,\gamma)^{55}\text{Fe}$

Tutte queste analisi preliminari, unite allo studio della problematica in esame, hanno reso possibile l'implementazione di simulazioni Monte Carlo che verranno descritte di seguito.

SIMULAZIONE MONTECARLO – MCNP - FLUKA

Le simulazioni Monte Carlo sono state effettuate al fine di comprendere anticipatamente e senza l'utilizzo di analisi distruttive, il profilo di attivazione delle strutture componenti il bunker, nonché del ciclotrone stesso. Dunque, si è proceduto a modellare sia la macchina che le strutture del bunker, tramite una logica a "mesh" al fine di valutare, con un buon grado di precisione, le singole zone attivate. La distribuzione di attività all'interno del ciclotrone è stata analizzata tramite il codice FLUKA, modellando la macchina in esame come mostrato in figura 1:

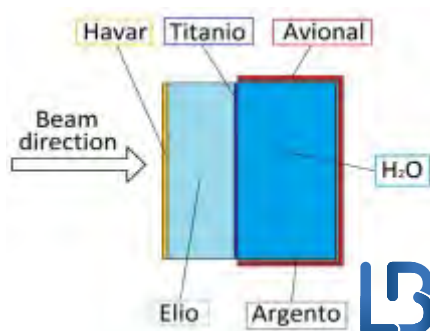
Figura 1 – Modellazione del ciclotrone



La macchina risulta essere composta nella sua parte strutturale (yoke) dagli elementi Cr, Fe e Ni, mentre nella parte radiofrequenza (RF) da solo Cu. Una modellazione più accurata è

stata invece implementata per il target, per il quale si è tenuto conto delle varie finestre di ingresso intercettate dal fascio, delle dimensioni del contenitore in Ag e del volume di acqua arricchita impiegata. Il target in Ag è stato modellato come una camera di Ag sigillata dalla finestra in Havar per ottenere un volume del contenuto (acqua arricchita con ^{18}O al 95% - H_2^{18}O) pari 0,8 ml, come indicato nelle specifiche tecniche per l'acceleratore GE PetTrace 10. Il target cilindrico utilizzato ha altezza e raggio pari a 0,6 cm, mentre gli spessori dei vari materiali della camera di reazione sono stati selezionati per avere uno spessore pari a 25 μm . A contenimento della camera è stata posizionata una finestra in Ti (25 μm), uno spessore di He di 0,5 cm che veniva utilizzato per il raffreddamento delle componenti colpite dal fascio protonico e, in ultimo, dalla finestra di Havar (25 μm) posta ad isolamento della camera di ricircolo dell'He refrigerante. Si riporta in figura 2 la modellazione del target:

Figura 2 - Modellazione del target



Infine, utilizzando un fascio protonico con corrente pari a 100 μA ed energia 16.5 MeV come da specifiche tecniche e dirigendo lo stesso con un angolo di incidenza sul target pari a 30° ad una distanza di 60 cm, è stato possibile ottenere una corretta riproduzione del funzionamento della macchina, tenendo conto anche della non uniformità di attivazione delle pareti. I radionuclidi selezionati per la simulazione sono quelli individuati in letteratura scientifica ovvero: ^{63}Ni , ^{54}Mn , ^{65}Zn , ^{60}Co , ^{55}Fe e ^{22}Na .

Inseriti i parametri della simulazione è stato possibile tracciare i profili di attivazione dei principali radionuclidi ricercati sia internamente al ciclotrone che sulle pareti del bunker. Dunque, all'interno della macchina si nota un profilo di attivazione crescente che parte dal retro della stessa, trovando il suo massimo nella parte anteriore centrale. Per i profili di attivazione delle pareti del bunker, si è indagato con particolare attenzione l'isotopo ^{60}Co , stimando il massimo del profilo a circa 40 cm di profondità per la parete centrale. Nelle seguenti figure si riportano i risultati delle simulazioni:

Figura 3 – Profilo di attivazione del Ciclotrone

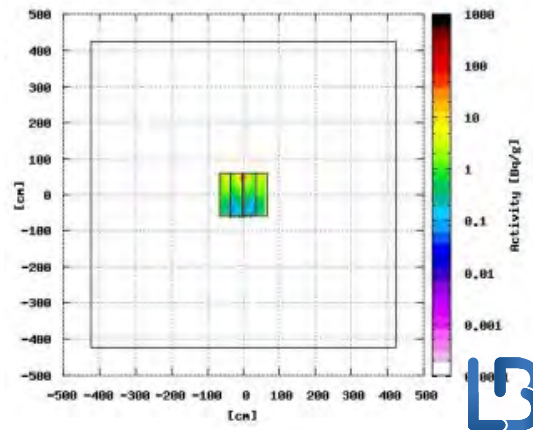
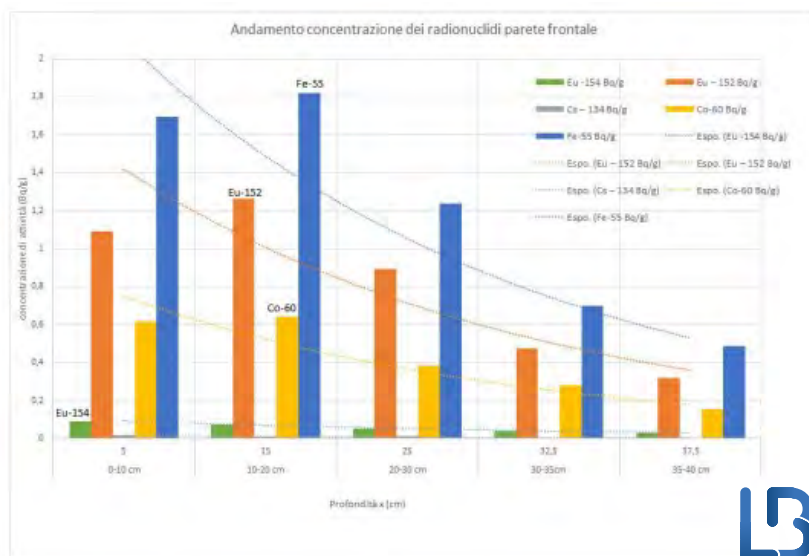


Figura 4 – Profili di attivazione delle pareti del bunker, ^{60}Co



Invece, approfondendo l'analisi con codice MCNP sulle pareti del bunker, essendo esse composte di cemento armato, ci si aspetta una concentrazione degli isotopi tipici dell'attivazione di questo materiale, vale a dire ^3H , ^{55}Fe , ^{60}Co , ^{134}Cs , ^{152}Eu e ^{154}Eu . In questo caso, tutte le reazioni di attivazione risultano essere di tipo (n,γ) , ad eccezione dell'isotopo ^3H che viene generato con reazione (n,α) a partire dal ^6Li contenuto nel cemento. Simulando quindi l'attività del ciclotrone e del fascio protonico prodotto, è stato possibile definire un profilo di attivazione teorico delle pareti del bunker. Si riporta in figura 5 il profilo di attivazione stimato della parete frontale, ovvero la struttura sulla quale il fascio protonico incideva direttamente.

Figura 5 – Profilo di attivazione della parete frontale



Per la parete incidente il fascio (frontale) si osserva un massimo in corrispondenza della posizione del fascio ed un andamento decrescente muovendosi verso le pareti laterali. L'analisi è stata condotta a step di 5 cm di spessore e a 40 cm di profondità. La concentrazione dei radionuclidi può considerarsi trascurabile.

FASE DI CARATTERIZZAZIONE IN SITU

Successivamente alla fase di pre – caratterizzazione, che ha fornito importanti informazioni in merito alla situazione radiologica del bunker e della macchina stessa, si è proceduto ad effettuare delle misure in spettrometria gamma in situ (norma UNI EN ISO 19017:2017), al fine di confermare la presenza dei radionuclidi simulati e di definire delle strategie di campionamento per condurre analisi di laboratorio. I radionuclidi identificati dalle simulazioni, possono essere divisi in due classi principali: Easy To Measure (ETM) ed Hard To Measure (HTM). Le analisi in spettrometria gamma hanno lo scopo di individuare tutti gli ETM ed, in particolare, localizzare degli “hot-spot” all'interno delle pareti. Per questo vengono classificate come non distruttive. Al contrario, le analisi di laboratorio prevedono il prelievo di campioni dalle pareti, al fine di individuare e quantificare i radionuclidi HTM, perciò sono classificate come distruttive.

MISURE CON SISTEMI HPGe IN CAMPO ED IN LABORATORIO – RADIONUCLIDI ETM

Per quanto riguarda la caratterizzazione e la quantificazione dei radionuclidi gamma emittitori individuati, sono state condotte delle misure di spettrometria gamma in situ tramite rivelatori HPGe portatili, volte ad individuare degli “hot-spot” all'interno delle pareti del bunker. Il risultato di questa prima analisi ha portato all'identificazione di hot-spot nella parete frontale della stanza, ovvero la parete incidente il fascio di protoni prodotto dalla macchina. Tali misure sono state condotte in buona geometria e successivamente all'estrazione del ciclotrone dal bunker, al fine di garantire una misura selettiva di ciascuna parete indagata, impedendo influenza da parte delle pareti adiacenti.

Le misure in spettrometria gamma da laboratorio (UNI 11665:2023) sono state condotte tramite rivelatori HPGe in configurazione fissa, all'interno di pozzetti in piombo e quindi a

bassissimo fondo. Si è proceduto tracciando una maglia sulla parete frontale del bunker, dalla quale sono state prelevate numerose carote. Le carote, aventi diametri di circa 15 cm e lunghezza variabile da 55 cm a 70 cm, sono state sezionate con tagli di spessore pari a 5 cm ed ogni sezione è stata analizzata. Questo ha permesso di tracciare i profili di attivazione delle pareti del bunker. Ottenuti i profili di attivazione, è stato possibile individuare con precisione la profondità a cui effettuare la scarifica delle pareti, al fine di consentire il rilascio incondizionato della struttura. Si riportano di seguito i profili di attivazione individuati:

Figura 6 – Profilo di attivazione del ⁶⁰Co nella parete frontale

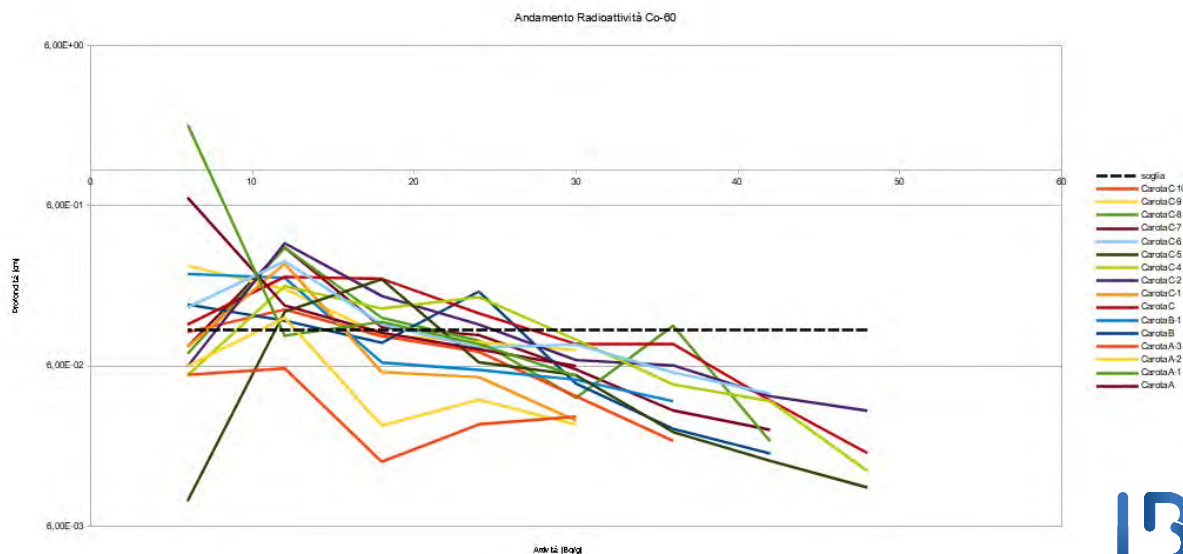


Figura 7 – Sezionamento delle carote prelevate

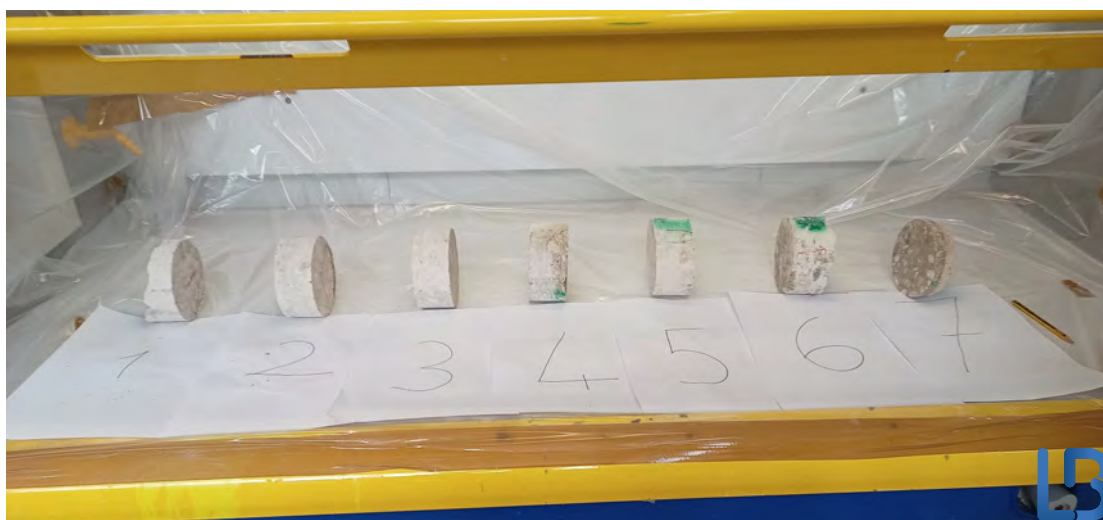


Figura 8 – Stato della parete frontale a seguito dei carotaggi



MISURE IN SCINTILLAZIONE LIQUIDA – RADIONUCLIDI HTM

Le misure in scintillazione liquida sono state effettuate al fine di identificare il profilo di attivazione delle varie pareti del bunker per i radionuclidi di tipo HTM. Naturalmente, tali prove sono di tipo distruttivo ed è stato quindi necessario il prelievo di alcuni campioni rappresentativi della parete. In questo caso, i risultati hanno portato ad individuare una concentrazione dell'isotopo ^3H nella parte superficiale della parete, nello specifico nei primi 5 cm. Tramite queste analisi, si sono confermate le ipotesi teoriche derivanti dalle varie simulazioni e dalla fase di pre – caratterizzazione e si è potuto procedere con la scarifica delle pareti, concentrandosi ovviamente sulla parete frontale incidente il fascio protonico.

CONCLUSIONE

Grazie alle tecniche adottate e alla modalità operativa scelta, si evince come un approccio iterativo di tipo teorico – pratico, in grado di combinare i risultati ottenuti da simulazioni MCNP con misure sperimentali di adeguata sensibilità, si dimostri vincente nell'affrontare problematiche radiologiche complesse. L'utilizzo di tecniche di simulazione Montecarlo ha infatti reso possibile la definizione di un adeguato piano di campionamento statistico, in un ambiente caratterizzato da forte disuniformità dei processi di attivazione, conseguenza delle specifiche costruttive di qualunque ciclotrone medico. La verifica dei dati di simulazione, tramite adeguate tecniche di pre – caratterizzazione, ha permesso di attuare una strategia iterativa di verifica e ottimizzazione del modello di simulazione per mezzo di evidenze sperimentali, riuscendo così a raggiungere un adeguato grado di accuratezza.



Convegno Nazionale Airp
Lucca, 25 - 27 settembre 2024

Bibliografia

[1] D.Lgs. 101/2020

[2] R.Calandrino et al. "Decommissioning procedures for 11 MeV self-shielded medical Cyclotron after 16 years of working time, Helv Phys Acta 90 (6): 588-596 (2006)

Sviluppo e Caratterizzazione del Tetraborato di Magnesio (MgB_4O_7) per Applicazioni in Dosimetria Termoluminescente

Debora Siqueira Nascimento^{1,3}, Hestia Raissa Batista Reis Lima², Riccardo Ciolini³, Susana Oliveira de Souza⁴, Francesco d'Errico³

¹Istituto nazionale di geofisica e vulcanologia, Roma, Italia

²Dipartimento di Fisica, Instituto Federal de Sergipe, Lagarto, Sergipe, Brasile

³Dipartimento di Ingegneria Civile e Industriale, Università di Pisa, Pisa, Italia

⁴Dipartimento di Fisica, Universidade Federal de Sergipe, São Cristóvão, Sergipe, Brasile

debora.siqueiranascimento@ingv.it

Riassunto

Dall'industria alla medicina, la sicurezza nell'uso delle radiazioni ionizzanti è imprescindibile. In medicina, un esempio di beneficio può essere la cura di un tumore tramite un trattamento di radioterapia, mentre un rischio per un paziente è la possibilità di indurre un tumore in un tessuto sano. Per un'analisi accurata del rapporto rischio-beneficio, è necessario l'uso di strumenti che possano stimare con buona affidabilità la dose di radiazione assorbita e che siano efficaci nella dosimetria di ogni tipo di particella o onda emessa, anche in un campo misto. Inoltre, devono presentare un numero atomico efficace (Z_{eff}) equivalente al materiale di interesse nella sua area di applicazione. Il tetraborato di magnesio (MgB_4O_7 - MBO) è studiato sin dagli anni '70 e utilizzato come dosimetro TL dagli anni '80. È un materiale interessante grazie alle seguenti caratteristiche: basso numero atomico efficace ($Z_{eff} = 8,4$), alta intensità di termoluminescenza (TL)-a seconda del drogaggio utilizzato, e possibile utilizzo come dosimetro di neutroni per la presenza del boro. È stato verificato che è adeguato per il monitoraggio individuale grazie alla sua eccellente risposta alle radiazioni beta e gamma e al basso fading. Questo lavoro descrive la produzione di materiali luminescenti basati su MBO, verificando l'influenza della metodica di produzione sulle proprietà ottiche. I metodi sol-gel proteico (SGP), Pechini (MP) e Sintesi a Stato Solido (SS) sono stati scelti per la produzione dei campioni. La caratterizzazione strutturale dei materiali è stata realizzata attraverso misurazioni termiche e diffrazione di raggi X (XRD), che confermano la formazione della fase monocristallina desiderata alle seguenti condizioni di sintesi: 900 °C/2h (SGP), 800 °C/2h (MP) e 900 °C/7h (SS). Queste condizioni sono state utilizzate anche per la preparazione di campioni drogati in vario. Nelle metodiche SGP e MP, i campioni hanno presentato una colorazione che potrebbe interferire con il segnale luminescente durante la TL. Pertanto, sono stati effettuati procedimenti di lavaggio con perossido di idrogeno sui campioni di queste rotte per testare l'influenza della colorazione sulle proprietà ottiche. Le misurazioni ottiche hanno mostrato che i campioni non lavati con perossido di idrogeno presentavano segnali TL di maggiore intensità rispetto ai campioni lavati. In generale, i campioni non lavati con perossido di idrogeno di MBO:Ce,Li prodotti dalle metodiche SGP e MP hanno mostrato un buon segnale TL. In sintesi, i campioni prodotti dalla metodica SS hanno mostrato il miglior segnale TL.

INTRODUZIONE

Dall'industria alla medicina, un requisito essenziale per la sicurezza nell'uso delle radiazioni ionizzanti è un'analisi accurata del rapporto rischio-beneficio nell'impiego di strumenti capaci di stimare con buona affidabilità la dose di radiazione assorbita e che siano efficaci nella dosimetria di ogni tipo di particella o onda emessa, anche in campo misto. In particolare, la dosimetria termoluminescente (TL) a base di LiF e la dosimetria di luminescenza otticamente stimolata (OSL) a base di Al_2O_3 sono ben consolidate. Tuttavia, lo sviluppo di nuovi materiali e nuovi metodi di preparazione è stato oggetto di numerosi studi negli ultimi decenni, mobilitando ricercatori di diverse aree con vari obiettivi: dalla riduzione della temperatura di formazione a un possibile aumento della resa produttiva e della riproducibilità delle caratteristiche ottiche nei cristalli (LIMA et al., 2016, BISPO et al., 2022, SANTOS et al., 2022).

I materiali borati sono importanti sistemi con svariate applicazioni, studiati sia in forma di cristalli che di vetri. Esiste un grande interesse per tali materiali nell'ambito della dosimetria TL e OSL (LIMA et al., 2016, BISPO et al., 2022, SANTOS et al., 2022; PLOKHIKH et al., 2024; SAAVEDRA GAONA et al., 2024). All'interno di questo ampio gruppo di borati si trova il tetraborato di magnesio (o diborato di magnesio - MgB_4O_7 - denominato MBO), studiato fin dal 1974 (Kazankaya et al., 1974) e utilizzato come dosimetro TL dagli anni '80 (Prokic, 1986). L'MBO è un materiale di interesse per applicazioni luminescenti, soprattutto nel campo della dosimetria delle radiazioni, grazie alle seguenti caratteristiche: basso numero atomico effettivo

(Zeff = 8,4) e alta intensità TL a seconda del tipo di drogaggio utilizzato (YUKIHARA et al., 2014). Inoltre, grazie alla presenza dell'atomo di boro nella sua formula chimica, può essere sviluppato come dosimetro per neutroni, poiché l'isotopo ^{10}B ha una elevata sezione d'urto per neutroni termici, uno dei temi principali del presente lavoro. Studi condotti con MBO e differenti drogaggi, come Dy, Tm, Ga e Ce, hanno prodotto un materiale eccellente per la dosimetria termoluminescente personale (PROKIĆ, 1986; YUKIHARA et al., 2014, PLOKHIKH et al., 2024), oltre a mostrare luminescenza quando stimolato otticamente (YUKIHARA et al., 2013, SAAVEDRA GAONA et al., 2024). L'MBO può anche essere utilizzato come sensore di temperatura (SOUZA et al., 2015). L'MBO è stato sintetizzato con vari metodi: reazioni umide (CAMPOS et al., 1990; Souza et al., 2014, LIMA et al., 2016), crescita di cristalli con i metodi Bridgman e Czochralski (FURETTA et al., 2001), sintesi allo stato solido, metodi di combustione (BAHL et al., 2013), metodi Sol-Gel Proteico e Pechini (LIMA et al., 2016) e produzione di film (SANTOS et al., 2022).

Considerando queste qualità e i numerosi studi già riportati su TL e OSL, l'MBO è un materiale molto attraente per la dosimetria. Inoltre, non presenta grandi problemi nell'essere dopato con atomi sensibilizzatori della luminescenza, come terre rare, rame o manganese (LIMA et al., 2016, BISPO et al., 2022, SANTOS et al., 2022). Include anche la presenza di boro e litio nella sua composizione chimica, rendendolo potenzialmente adatto per la dosimetria dei neutroni. Tuttavia, la sua produzione è una sfida, poiché comporta processi chimici con diverse fasi e l'uso di reagenti tossici, a seconda del metodo di produzione impiegato. In questo lavoro, cerchiamo di descrivere la produzione di materiali luminescenti a base di MBO, verificando l'influenza del metodo di produzione sulle proprietà ottiche.

MATERIALI E METODI

Campioni di MBO:Ce,Li sono stati prodotti utilizzando prodotti chimici iniziali: MgO (Sigma-Aldrich), H_3BO_3 (Sigma-Aldrich o Neon) per la fase principale; gelatina (Sigma-Aldrich) come precursore organico per il metodo sol-gel (SGP); e $\text{C}_6\text{H}_8\text{O}_7$ (Vetec Química Fina) e $\text{C}_2\text{H}_4(\text{OH})_2$ (Neon) per il metodo della polimerizzazione (MP). Come dopanti, sono stati utilizzati Ce_2O_3 (Sigma-Aldrich), $\text{Ce}(\text{NO}_3)_3 \cdot 6\text{H}_2\text{O}$ (Neon), $\text{Ce}_2(\text{CO}_3) \cdot x\text{H}_2\text{O}$ (Sigma-Aldrich) e Li_2CO_3 (Sigma-Aldrich), in proporzione dallo 0,1% allo 0,5% rispetto alla massa totale del campione di MBO. Nel SGP sono state fatte soluzioni acquose con concentrazione di 0,25 mol/L per ciascun reagente, con aggiunta di 0,5 g di gelatina per ogni grammo di reagente. La prima soluzione conteneva 0,045 L di acqua distillata, 0,449 g di MgO e 0,224 g di gelatina. La seconda soluzione: 0,045 L di acqua distillata, 2,755 g di H_3BO_3 e 1,377 g di gelatina. Nel MP, la prima soluzione conteneva 0,225 g di MgO, 1,610 g di $\text{C}_6\text{H}_8\text{O}_7$ e 1,070 g di $\text{C}_2\text{H}_4(\text{OH})_2$. La seconda soluzione: 1,377 g di H_3BO_3 , 4,820 g di $\text{C}_6\text{H}_8\text{O}_7$ e 3,210 g di $\text{C}_2\text{H}_4(\text{OH})_2$. In entrambi i metodi, le soluzioni sono state agitate a una temperatura costante di $\sim 70^\circ\text{C}$ fino a completa dissoluzione. Successivamente, sono state riscaldate a 200°C per 1 ora per l'evaporazione dell'acqua in eccesso e asciugate in forno a 100°C per 24 ore. Una volta asciutte, è stata effettuata pre-calcinazione a 300°C per 1 ora per eliminare parte della materia organica. Successivamente, sono state effettuate calcinazioni a 900°C per 2 ore (SGP) e 800°C per 2 ore (MP).

Nei metodi SGP e MP, i campioni hanno mostrato una colorazione che potrebbe interferire con il segnale luminescente durante la TL. Pertanto, sono stati effettuati lavaggi con perossido di idrogeno (H_2O_2 - Dinâmica Química Contemporânea) e successivamente calcinati, per testare l'influenza della colorazione sulle proprietà ottiche. Per la produzione delle pastiglie, è stato aggiunto il Teflon® ($(\text{C}_2\text{F}_4)_n$ - DuPont) in proporzione 1:1, per favorire l'agglomerazione, aumentare la resistenza e la coesione delle pastiglie, omogeneizzate a temperatura ambiente con l'aiuto di un mortaio e pestello. La granulometria scelta è stata con setacci da 180 a $37\ \mu\text{m}$ e le pastiglie sono state pressate con una pressione di 3 MegaPond con $0,04 \pm 0,01$ g per ogni pastiglia. Sono stati utilizzati due trattamenti termici differenti, a 300°C per 30 minuti e 400°C per 1,5 ore. Nel metodo dello stato solido (SS), i reagenti di partenza MgO (Sigma-Aldrich), H_3BO_3 (Sigma-Aldrich) per la fase principale e carbonato di cerio ($\text{Ce}_2(\text{CO}_3) \cdot x\text{H}_2\text{O}$),

ossido di cerio (Ce_2O) e carbonato di litio (Li_2CO_3) come reagenti dopanti. Le polveri sono state mescolate fino all'omogeneità e riscaldate in forno a $900\text{ }^\circ\text{C}$ per 7 ore. La granulometria è stata scelta utilizzando setacci da 149, 74 e $45\text{ }\mu\text{m}$ prima della preparazione dei pallet sotto compressione di 10 bar. Sono stati utilizzati due trattamenti termici differenti, $825\text{ }^\circ\text{C}$ e $850\text{ }^\circ\text{C}$, mantenendo queste temperature per 1 ora.

Con l'obiettivo di eliminare gli ioni di carbonio dai cristalli, abbiamo mescolato i campioni calcinati con acqua distillata e perossido di idrogeno fino a quando la reazione tra H_2O_2 e il materiale si è completamente arrestata. La reazione è stata condotta a $40\text{ }^\circ\text{C}$. Successivamente, la temperatura è stata portata a $100\text{ }^\circ\text{C}$ per eliminare completamente l'acqua residua e il perossido di idrogeno.

CARATTERIZZAZIONE DEI CAMPIONI

La caratterizzazione strutturale dei materiali è stata condotta tramite diffrazione a raggi X (XRD), confermando la formazione della fase monocristallina desiderata nelle condizioni di sintesi. Gli spettri XRD sono stati acquisiti per campioni in polvere calcinati a diverse temperature, al fine di rilevare la formazione delle strutture cristalline attese. Per i campioni ottenuti tramite sintesi chimica, le misurazioni XRD sono state eseguite con un diffrattometro Rigaku RINT-Ultima Plus 2000/PC, utilizzando radiazione $\text{CoK}\alpha_{1,2}$, in un intervallo angolare di 10° - 80° (2θ), con una velocità di scansione di $1\text{ }^\circ/\text{min}$ a temperatura ambiente. I campioni preparati tramite sintesi allo stato solido sono stati analizzati con un diffrattometro D2 Phaser Bruker in geometria Bragg-Bretano, utilizzando radiazione $\text{Cu K}\alpha$, operante a 30 kV e 40 mA. Le misurazioni sono state effettuate in modalità di scansione continua nell'intervallo 2θ tra 5° e 60° , con un passo di $10^\circ/\text{min}$, anch'esse a temperatura ambiente. L'identificazione delle fasi è stata condotta utilizzando il database di diffrazione delle polveri dell'International Centre for Diffraction Data (ICDD) e/o il database PDF2 (Powder Diffraction File).

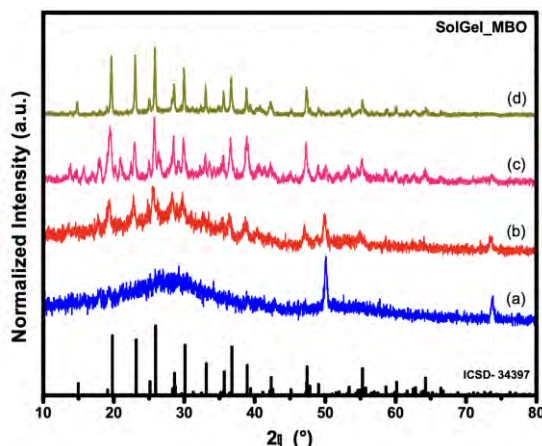
Le misurazioni ottiche delle curve TL sono state realizzate con due lettori: il lettore TL/LOE Risø, modello DA-20, con una velocità di riscaldamento di $10\text{ }^\circ\text{C}/\text{s}$ (a meno che non specificato diversamente), temperatura massima di $400\text{ }^\circ\text{C}$ e trattamento termico di $400\text{ }^\circ\text{C}$ per 1 ora; e il lettore Harshaw 4500 TL, con una velocità di riscaldamento di $2\text{ }^\circ\text{C}/\text{s}$ e temperatura massima di $300\text{ }^\circ\text{C}$. Infine, i campioni finali sono stati testati con diverse sorgenti gamma, una con Cs-137 e un'altra con Co-60.

RISULTATI

DIFFRAZIONE A RAGGI X (XRD)

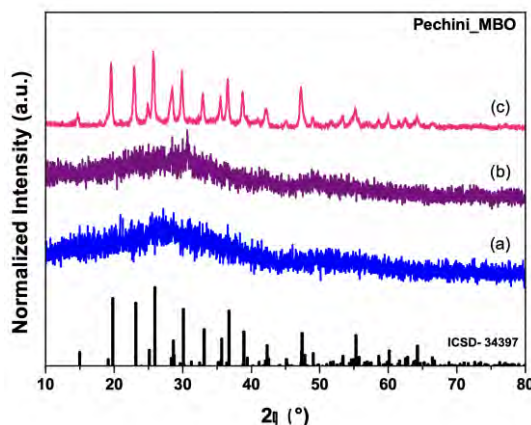
Le Figure 1, 2 e 3 mostrano i risultati dei pattern di diffrazione XRD dei campioni di MBO e MgB_4O_7 , rivelando importanti informazioni sulle fasi cristalline e amorphe presenti. Nella Figura 1, i campioni in polvere di Sol Gel-MBO calcinati fino a $900\text{ }^\circ\text{C}$ mostrano bande larghe dopo la calcinazione a 600 e $700\text{ }^\circ\text{C}$, tipiche della transizione da fase amorfa a cristallina. A $700\text{ }^\circ\text{C}$, si osservano già picchi distintivi della fase cristallina, mentre a $800\text{ }^\circ\text{C}$ emergono ulteriori picchi di diffrazione corrispondenti al pattern cristallino di riferimento di MBO. La cristallizzazione è confermata a $900\text{ }^\circ\text{C}$, ma è ancora presente una certa quantità di fase amorfa. La Figura 2 mostra invece i pattern di diffrazione del Pechini-MBO. A differenza del Sol Gel-MBO, i campioni Pechini-MBO calcinati a 600 e $700\text{ }^\circ\text{C}$ presentano solo una banda amorfa senza segni evidenti della transizione amorfo-cristallina. Tuttavia, con la calcinazione a $800\text{ }^\circ\text{C}$, appaiono i principali picchi di diffrazione della struttura cristallina di MBO. Questi picchi sono più intensi rispetto a quelli del Sol Gel-MBO, indicando che il Pechini-MBO presenta una fase più cristallina, pur essendo calcinato a una temperatura inferiore di $100\text{ }^\circ\text{C}$.

Figure 1: Grafici di diffrazione dei raggi X di campioni di polvere di Sol Gel-MBO.



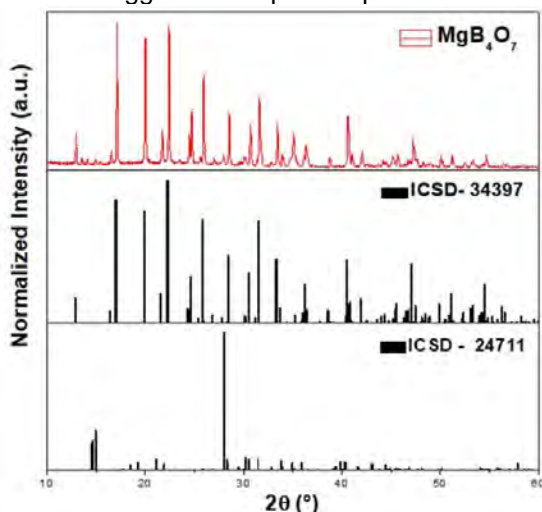
I campioni vengono calcinati per 2 ore a (a) 600 °C, (b) 700 °C (c) 800 °C, (d) 900 °C e riferimento del modello cristallino MBO, ICSD- 34397, (Bahl et al ., 2013).

Figure 2: Grafici di diffrazione dei raggi X di campioni di polvere di Pechini-MBO.



I campioni vengono calcinati per 2 ore a (a) 600 °C, (b) 700 °C, (c) 800 °C e (e) modello cristallino MBO di riferimento, ICSD- 34397, (Bahl et al., 2013).

Figura 3. Grafici di diffrazione dei raggi X di campioni di polvere di Sintese dello stato solido-MBO



Il campione viene calcinato per 7 ore a (a) 900 °C, (b) modello cristallino MBO di riferimento, ICSD-34397 e (c) modello cristallino H₃BO₃ di riferimento, ICSD-24711 (Bahl et al., 2013).

Infine, la Figura 3 confronta i risultati XRD di un campione di MBO prodotto a 900 °C per 7 ore con i pattern di riferimento di MgB₄O₇ e H₃BO₃. Il campione mostra una fase predominante di tetraborato di magnesio con alcuni picchi associati alla fase H₃BO₃. Questi residui di H₃BO₃ possono derivare dalla differenza nei punti di fusione dei reagenti di partenza, acido borico e

ossido di magnesio, o da reazioni inattese con il litio. Tuttavia, le fasi extra non sembrano influire sulle proprietà termoluminescenti, poiché la fase di tetraborato rimane prevalente.

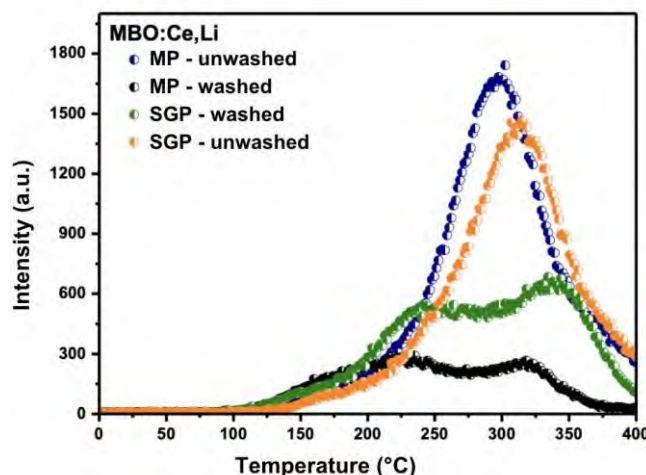
Nel complesso, i risultati evidenziano l'importanza delle condizioni di calcinazione e dei metodi di sintesi per ottenere la fase cristallina desiderata e minimizzare la presenza di fasi amorphe o indesiderate.

MISURE TERMOLUMINESCENTI

Nella Figura 4 sono mostrate le curve di emissione di campioni di MBO:Ce,Li, esposti a una dose di 1 Gy di radiazione gamma dalla sorgente di ^{137}Cs . Le curve di emissione TL mostrano che i campioni che non hanno subito il trattamento di lavaggio con perossido di idrogeno presentano curve con intensità TL maggiori e un singolo picco ben definito, intorno a 302 °C per il metodo MP e 315 °C per il metodo SGP, con il picco più intenso per il campione preparato con MP. I campioni sottoposti al lavaggio mostrano curve di emissione con intensità TL inferiori rispetto a quelli non lavati con perossido di idrogeno, con l'intensità minore osservata nel campione prodotto con MP. I campioni non lavati con perossido di idrogeno mostrano picchi intorno a 224 e 316 °C per il metodo MP e 241 e 337 °C per quelli prodotti con il metodo SGP. Si può notare che il picco iniziale, che compariva nei campioni lavati con perossido di idrogeno intorno a 145 °C, non è evidente nei campioni irradiati con radiazione gamma dalla sorgente di ^{137}Cs . Si osserva inoltre una riduzione dell'intensità TL dei picchi intorno a 224 e 241 °C.

Nella Figura 5, MBO:Ce,Li prodotto tramite la sintesi dello stato solido presenta 3 picchi TL di primo ordine, il primo a 390K, il secondo a 430 K e il terzo a 490 K.

Figura 4: Curva di emissione TL di MBO:Ce,Li - SGP e MP.



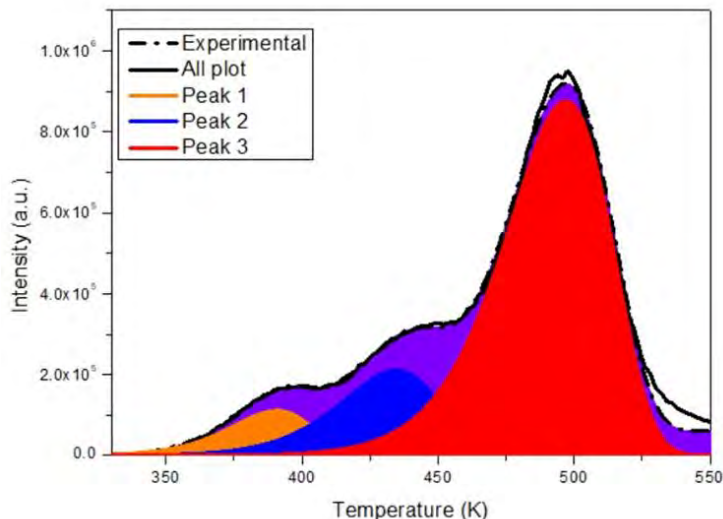
I campioni lavati e non lavati, irradiati con radiazione γ (^{137}Cs) alla dose di 1 Gy.

Entrambe le figure mostrano curve di emissione TL per campioni di MBO:Ce,Li, evidenziando differenze significative nei picchi e nelle intensità, probabilmente dovute a variabili come la via di sintesi e il trattamento post-sintesi. Nella Figura 4, si osserva che il lavaggio con perossido di idrogeno riduce significativamente l'intensità TL rispetto ai campioni non lavati. Questo fenomeno potrebbe essere spiegato dalla capacità del lavaggio di rimuovere difetti o impurità che agiscono come trappole per gli elettroni, portando così a una riduzione dell'intensità TL. La scomparsa del picco a 145 °C suggerisce l'eliminazione di trappole superficiali a bassa energia dopo il trattamento, insieme a una diminuzione dell'intensità a temperature più basse, indicativa di una modifica strutturale indotta dal processo.

Nella Figura 5, il comportamento TL tra 392 K e 502,9 K sembra correlato al meccanismo di intrappolamento e rilascio di elettroni o lacune a diverse profondità energetiche, mostrando una forte dipendenza della risposta TL dalla via di sintesi del materiale. La curva generale

osservata nella Figura 5 può essere collegata al comportamento delle trappole nei campioni non lavati della Figura 4, poiché questi campioni contengono ancora un maggior numero di trappole attive. Tuttavia, si osserva che l'intensità TL nel metodo di produzione SSS rimane più elevata anche con un'esposizione alle radiazioni inferiore.

Figura 5: Curva di emissione TL di MBO:Ce,Li - SSS



Materiali irradiati con radiazione γ (^{60}Co) alla dose di 100 mGy.

CONCLUSIONE

I campioni sono stati ottenuti a temperature più basse con il metodo Pechini rispetto a tutti i metodi. Riteniamo che nel metodo Pechini i reagenti si sciolgono meglio rispetto agli altri, facilitando così la loro reazione e la formazione dei cristalli desiderati a temperature più basse. I tempi e le temperature di sintesi dei tetraborati sono significativamente inferiori a quelli riportati in letteratura, il che riduce i costi di produzione e l'impatto ambientale. Il colore scuro dei campioni, che avrebbe potuto compromettere l'utilizzo per la dosimetria luminescente a causa del possibile assorbimento della luce emessa durante le misurazioni ottiche, risolto mediante lavaggio dei granuli con acqua ossigenata, seguito da nuova calcinazione alle temperature di formazione dei cristalli. Tuttavia, si è riscontrato che questo processo di lavaggio comportava una riduzione significativa del segnale di luminescenza nell'emissione TL.

Nelle misurazioni ottiche è stato osservato che i campioni sottoposti al lavaggio con perossido di idrogeno mostrano un comportamento diverso rispetto a quelli non lavati. Ad esempio, le emissioni TL dei campioni lavati hanno mostrato una maggiore efficienza rispetto agli stessi campioni non lavati. Anche che ci indica la forte dipendenza della via di sintesi sulle intensità TL di questo materiale. Si nota che l'intensità TL nel metodo di produzione SSS è più elevata anche con una minore esposizione alle radiazioni.

Bibliografia

BAHL, S., PANDEY, A., LOCHAB, S.P., ALEYNIKOV, V.E., MOLOKANOV, A.G., KUMAR, P. *Synthesis and thermoluminescence characteristics of gamma and proton irradiated nanocrystalline MgB4O7: Dy,Na*, J. Lumin., 134, 691–698, 2013.

BISPO, G.F.C.; NASCIMENTO, D.S.; SANTANA, L.B.; LIMA, H.R.B.R. et al. *Defects in MgB4O7 (pure and doped with lanthanides): A case study using a computational modelling approach*. Physica B: Condensed Matter, Volume 640, 2022, 414049, ISSN 0921-4526, <https://doi.org/10.1016/j.physb.2022.414049>.

CAMPOS, L.L.; FILHO, O.O.F. *Thermoluminescent characterization of MgB4O7 sintered pellets*. Radiation Protection Dosimetry, 33, 1-4, 111-113, 1990.

CHEN, B.; WERNER-ZWANZIGER, U.; ZWANZIGER, J.W.; NASCIMENTO, M.L.F.; CHUSSN, L.; ZANOTTO, E.D. *Correlation of network structure with devitification mechanism in lithium and sodium diborate glasses*. Journal of Non-Crystalline Solids. 356, 2641-2644. 2010.

FURETTA, C.; PROKIC, M.; SALAMON, R.; PROKIC, V.; KITIS, G. *Dosimetric characteristics of tissue equivalent thermoluminescent solid TL detectors based on lithium borate*. Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A, 456, 411-417, 2001.

KAZANKAYA, V.A.; KUZMIN, V.V.; MINAEVA, E.E.; SOKOLOV, A.D. Proc. 4th Int. Conf. Luminescence Dosimetry, Krakow, Poland, 581, 1974.

LIMA, H.R.B.R.; NASCIMENTO, D.S. et al. *Synthesis of MgB4O7 and Li2B4O7 crystals by proteic sol-gel and Pechini methods*. Journal Of Sol-Gel Science And Technology, Volume 81, 2016, pages 797-805, <https://doi.org/10.1007/s10971-016-4249-z>.

PLOKHIKH, I.; KONDRACKI, L.; YUKIHARA, E.G.; GAWRYLUK, D.J.; BOSSIN, L. *Impact of sample preparation temperature on Li and Ce co-doped MgB4O7 dosimetry performance: A plausible scenario for controlling defect clustering*, Journal of Luminescence, Volume 275, 2024, 120784, ISSN 0022-2313, <https://doi.org/10.1016/j.jlumin.2024.120784>.

PROKIC, M. *Magnesium Borate in TL Dosimetry*. Radiat. Prot. Dosim., Vol. 17, pp. 393-396, 1986.
SAAVEDRA GAONA, I.M.; SUAREZ VERA, S.G.; KHOURY, H.J.; ASFORA, V.K.; DE BARROS, V.S.M.; ROA-ROJAS, J.; PARRA VARGAS, C.A.; JARAMILLO-GARZÓN, W. *Effect of route production and doping concentration on luminescence response of MgB4O7: Gd phosphor*, Journal of Luminescence, Volume 266, 2024, 120320, ISSN 0022-2313, <https://doi.org/10.1016/j.jlumin.2023.120320>.

SANTOS, C.C.; VALENÇA, J.V.B.; D'ERRICO, F.; MACHADO, R.; CALDAS, L.V.E.; SOUZA, S.O. *Effect Of Different Solvents On The Optically Stimulated Luminescence Signal From MgB4O7,Li-Loaded Polymer Films*, Radiation Protection Dosimetry, Volume 198, Issue 16, 2022, pages 1230–1237, <https://doi.org/10.1093/rpd/ncac161>.

SOUZA, L.F.; ANTONIO, P.L.; CALDAS, L.V.E.; SOUZA, D.N. *Neodymium as a magnesium tetraborate matrix dopant and its applicability in dosimetry and as a temperature sensor*. Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A, 784, 9-13, 2015.

SOUZA, L.F.; SILVA, A.M.B.; ANTONIO, P.L.; CALDAS, L.V.E.; SOUZA, S.O.; D'ERRICO, F.; SOUZA, D.N. *Dosimetric properties of MgB4O7:Ce,Li and MgB4O7:Ce,Li for optically stimulated luminescence applications*, Radiation Measurements, Volume 106, 2017, pages 196-199, ISSN 1350-4487, <https://doi.org/10.1016/j.radmeas.2017.02.009>.

SOUZA, L.F.; VIDAL, R.M.; SOUZA, S.O.; SOUZA, D.N. *Thermoluminescent dosimetric comparison for two different MgB4O7: Dy production routes*. Radiation Physics and Chemistry, 104, 100-103, 2014.

YUKIHARA, E.G.; MILLIKEN, D.; OLIVEIRA, L.C.; ORANTE-BARRÓN, V.R.; JACOBSON, L.G.; BLAIR, M.W. *Systematic Development of New Thermoluminescence and Optically Stimulated Luminescence Materials*. J. Lumin., 133, 203–210, 2013.

YUKIHARA, E.G.; MILLIKEN, E.D.; DOULL, B.A. *Thermally stimulated and recombination processes in MgB4O7 investigated by systematic lanthanide doping*. Journal of Luminescence, 154, 256-259, 2014.

Sponsorizzato da:



X-Gammaguard di Laura Pini
LABORATORIO DI DOSIMETRIA
MONITORAGGIO RADIAZIONI IONIZZANTI
MISURE DI CONCENTRAZIONE RADON
Via Sivola, 43 - 21047 Soriano (VA)
Tel. 03 9672626 - Fax 03 9623943
http://www.xgammaguard.it
pini@xgammaguard.it