

# Studio di radioprotezione su di una sorgente RX mobile impiegata on field presso i Musei Civici di Reggio Emilia: simulazioni Monte Carlo

P. Ferrari<sup>1</sup>, P. L. Rossi<sup>2</sup>, M. Bettuzzi<sup>2</sup>, F. Mariotti<sup>1</sup>, M. P. Morigi<sup>2</sup>, C. Riccardizi<sup>2</sup>, C. Canevari<sup>3</sup>, P. Modesti<sup>4</sup>

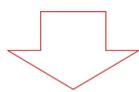
1. ENEA – Istituto di Radioprotezione, Bologna
2. Dipartimento di Fisica e Astronomia "Augusto Righi" – Università di Bologna
3. Dipartimento di Musicologia e Beni Culturali – Università di Pavia
4. Conservatorio Statale Maderna-Lettimi di Cesena e Rimini.

paolo.ferrari@enea.it

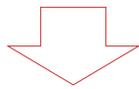
## SCHEMA A BLOCCHI DELLO STUDIO



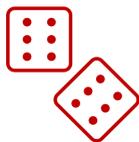
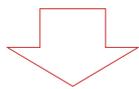
**Obiettivo dello studio:** nei Musei di Reggio Emilia è conservato uno strumento musicale, archiviato come manufatto africano del XIX secolo. Si tratta invece di uno strumento del XVI secolo, probabilmente italiano, che necessita di uno studio specifico non essendo ancora stato catalogato tra quelli noti e presenti in altri musei italiani, come Bologna e Roma.



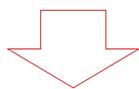
**Tomografia RX:** allo scopo di verificarne lo stato di conservazione e prima di eventuali azioni di restauro, si è proposto di impiegare una sorgente RX per eseguirne una tomografia completa direttamente presso il museo.



**Relazione di radioprotezione:** l'impiego della sorgente RX mobile presso il museo ha richiesto la stesura di una relazione di radioprotezione preventiva



**Studio Monte Carlo:** la condizione di irraggiamento è stata simulata anche con il codice Monte Carlo MCNP6 che ha inoltre consentito di studiare il contributo dei differenti parametri caratterizzanti la riproduzione del termine sorgente (kV, filtrazione, apertura del fascio), sulla qualità dei risultati ottenuti.

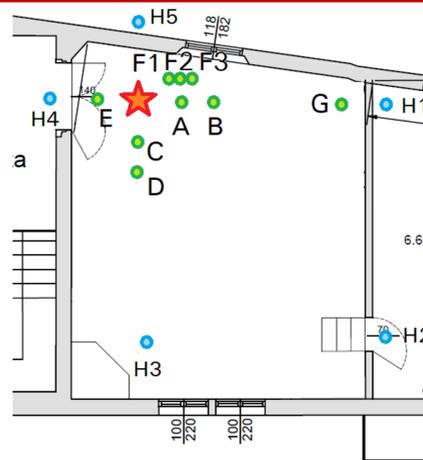


**Validazione delle simulazioni:** una serie di misure attorno al sistema per la tomografia RX ha consentito di normalizzare e validare i risultati ottenuti dalle simulazioni.

**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.

E' stato inoltre possibile verificare il peso 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.



Tubo RX: KEVEX PXS10  $\mu$ focus  
Flat Panel: VARIAN PS2520D  
Sonda: Fluke RaySafe 452  
Codice Monte Carlo: MCNP6



Schema dei punti di misura (in verde) all'interno della stanza dove è posizione il sistema per tomografia RX (stella rossa). I punti in azzurro (H1,H2,H3,H4,H5) sono stati ottenuti solo da simulazione Monte Carlo.

Misura del rateo H\*(10) 1 m alla destra del fuoco con sonda RaySafe; punto A dello schema a fianco.

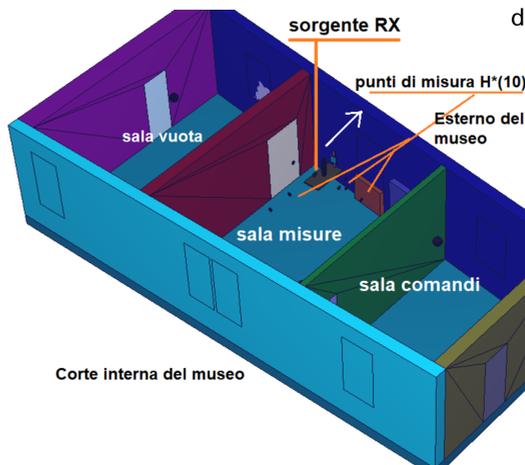


Immagine 3-D della geometria della simulazione; nell'immagine il soffitto e l'aria che riempie le stanze sono state rese trasparenti.

Punto di misura	Rateo misurato $\mu$ 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

Confronto tra i rapporti tra le misure rispetto al punto A e i rapporti tra le simulazioni normalizzate rispetto alla medesima posizione. Incertezze di misura e di simulazione dell'ordine del 1%.

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%

Confronto tra i rapporti tra le simulazioni rispetto al punto A in funzione dell'angolo di apertura del fascio RX.

Punto di misura	H*(10) $\mu$ 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

Simulazione del rateo di H\*(10) in alcuni punti della geometria.

# Aggiornamento UNI del glossario di Radioprotezione

Sandro Sandri<sup>1</sup>

<sup>1</sup>AIRP – UNI Comitato SC1, Roma

## 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.

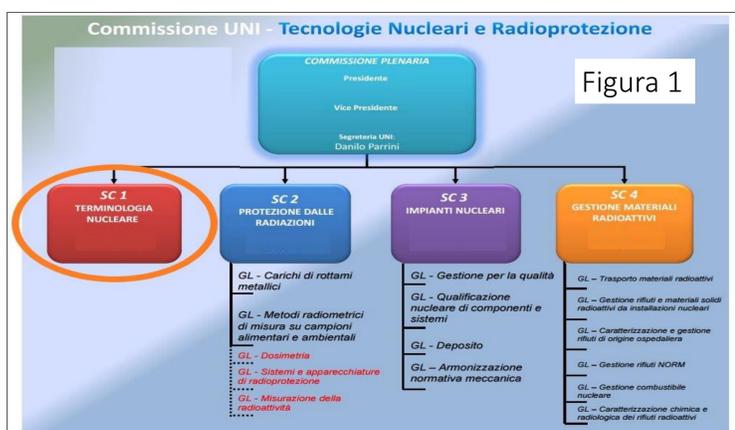
Nel presente rapporto si ripercorre sinteticamente la storia recente dei dizionari e dei glossari di radioprotezione con particolare riferimento ai contributi dell'AIRP, si evidenziano i criteri alla base della revisione attualmente in corso e si portano alcuni esempi relativi ai principali termini eliminati, 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.

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.



## 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

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 nei 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.

## Glossari di Radioprotezione Internazionali e Sovranazionali

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.

## 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

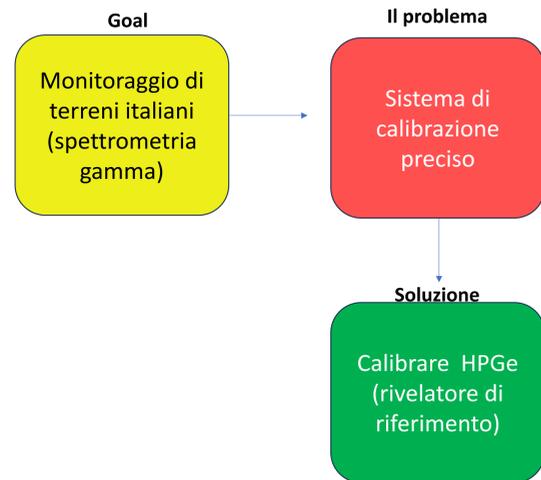
Nascimento, D.S.<sup>1,2</sup>, Chierici, A.<sup>2</sup>, Ciolini, R.<sup>2</sup>, Chiappini, S.<sup>1</sup>, d'Errico, F.<sup>2</sup>, Chiappini, M.<sup>1</sup>

<sup>1</sup>National Institute of Geofisica and Vulcanology, Roma, Roma, Italy  
<sup>2</sup>Department of Civil and Industrial Engineering, University of Pisa, Pisa, Italy.



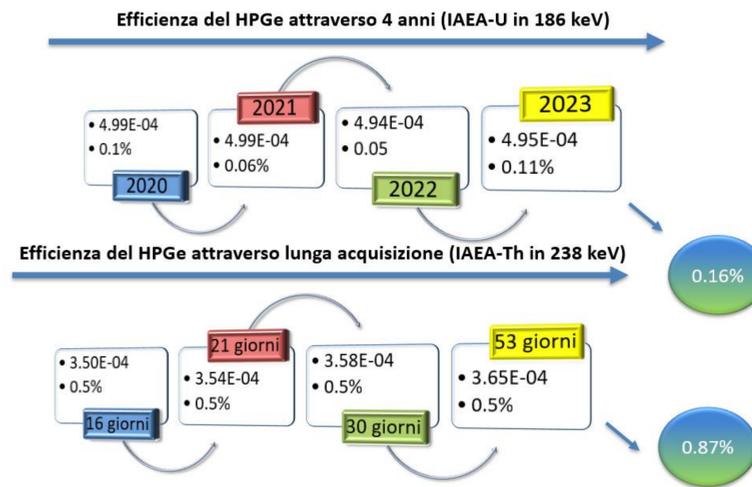
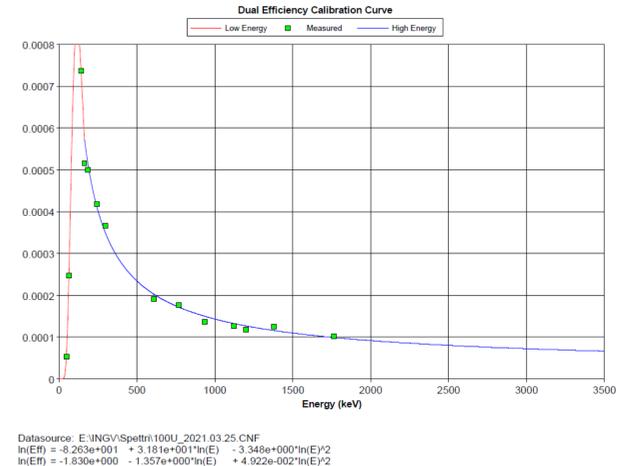
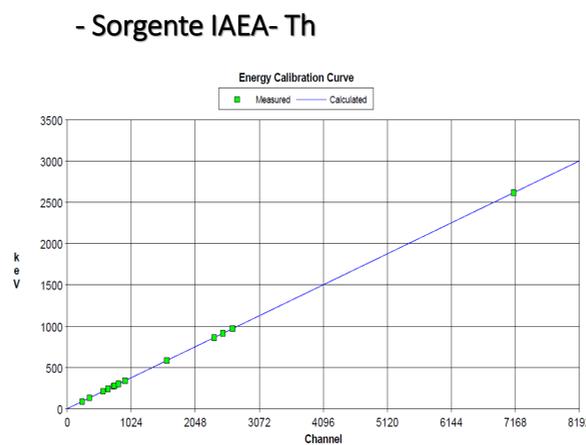
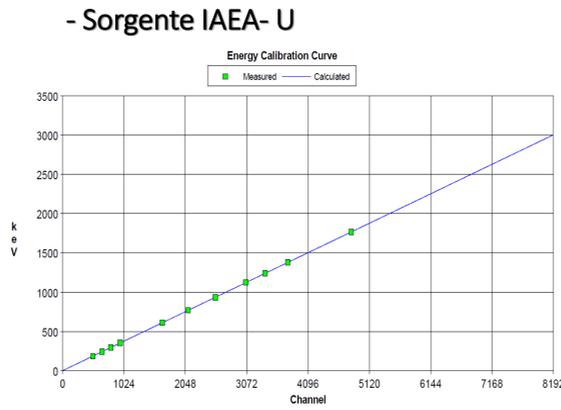
## INTRODUZIONE

L'indagine delle dinamiche tra la radioattività ambientale e le sue implicazioni per la salute umana rappresenta una ricerca fondamentale nella scienza contemporanea. L'impiego della tecnica della Spettrometria Gamma, in particolare l'utilizzo di rivelatori di Germanio ad Alta Purezza (HPGe), emerge come una metodologia cruciale per studiare con precisione la radioattività ambientale. La veridicità e l'affidabilità di queste analisi dipendono dalla scrupolosa calibrazione del sistema HPGe, sottolineando così l'importanza di una precisa calibrazione in energia ed efficienza. In questo contesto, evidenziamo la necessità di una calibrazione meticolosa utilizzando sorgenti calibrate IAEA-U e IAEA-Th, garantendo non solo l'accuratezza delle misurazioni, ma anche stabilendo una solida base per una valutazione comprensiva dei livelli di radioattività.

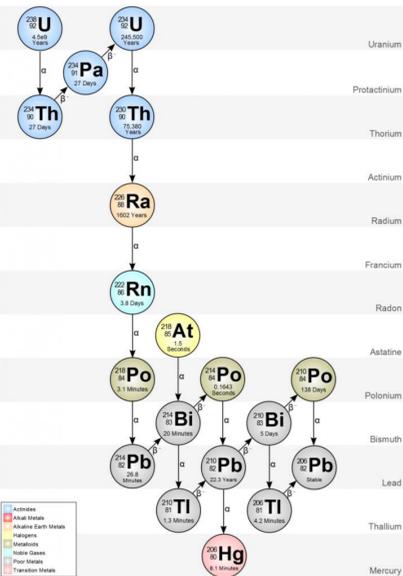


## RISULTATI

### Calibrazione in Energia

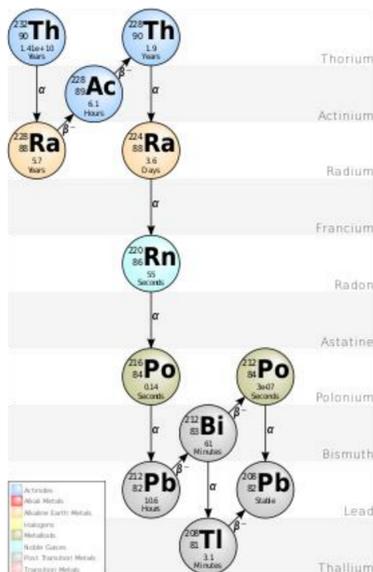


## METODOLOGIA



### Calibrazione in Energia

Software: genie 2k  
 Associazione del canale con l'energia di decadimento  
 Grafico canale vs energia



### Calibrazione in Efficienza

IAEA-U	
Energia Picco (keV)	Radionuclide
46.5	<sup>210</sup> Pb
63.3	<sup>234</sup> Th
143.8	<sup>235</sup> U
163.3	<sup>235</sup> U
186.2 (185.7)	<sup>226</sup> Ra + <sup>235</sup> U
242	<sup>214</sup> Pb
295.2	<sup>214</sup> Pb
609.3	<sup>214</sup> Pb
768.4	<sup>214</sup> Bi
934.1	<sup>214</sup> Bi
1120.3	<sup>214</sup> Bi
1238.1	<sup>214</sup> Bi
1377.7	<sup>214</sup> Bi
1764.5	<sup>214</sup> Bi

IAEA-Th	
Energia Picco (keV)	Radionuclide
84.37	<sup>228</sup> Th
129.07	<sup>228</sup> Ac
209.25	<sup>228</sup> Ac
238.63	<sup>212</sup> Pb
270.24	<sup>228</sup> Ac
277.37	<sup>208</sup> Tl
300.09	<sup>212</sup> Pb
338.32	<sup>228</sup> Ac
583.19	<sup>208</sup> Tl
860.56	<sup>208</sup> Tl
911.20	<sup>228</sup> Ac
968.97	<sup>228</sup> Ac
2614.51	<sup>208</sup> Tl

### Calibrazione in Efficienza

<sup>238</sup>U activity = 4940 Bq/kg  
<sup>235</sup>U activity = 228 Bq/kg  
<sup>232</sup>Th activity = 3250 Bq/kg (equilibrium secolare)

$$Eff = \frac{A_{peak}}{A_{CRM} \cdot I_{\gamma} \cdot m_{CRM}}$$

$A_{peak}$  = Area del pico

$A_{CRM}$  = Attività

$I_{\gamma}$  = probabilità di decadimento

$m_{CRM}$  = massa del campione

## Conclusion

La calibrazione dell'energia e dell'efficienza del rivelatore HPGe ha mirato a stabilirlo come un affidabile rivelatore di riferimento da laboratorio per future applicazioni di monitoraggio ambientale. Le calibrazioni in energia, che va da 46.5 a 1764.5 keV, per la sorgente IAEA-U e 84.37 a 2614.51 keV, per la sorgente IAEA-Th, hanno mostrato la prevista risposta lineare tra energia e canale, dimostrando un comportamento costante. 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.

## References

- 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)

# Analisi e valutazione del contributo di dose da attivazione dell'aria all'interno della sala di un LINAC di Radioterapia

Floriana Bartolucci<sup>a</sup>, Matthias Laubenstein<sup>b</sup>

<sup>a</sup> A.S.L. 1 Abruzzo, Avezzano-Sulmona-L'Aquila, Via Saragat, 67100 L'Aquila

<sup>b</sup> I.N.F.N. – Laboratori Nazionali del Gran Sasso, Via G. Acitelli 22, 67100 Assergi – L'Aquila (AQ)

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. La progettazione di un reparto di radioterapia deve prevedere in funzione delle energie cliniche di un LINAC, un sistema di espulsione degli effluenti gassosi dalla sala acceleratore che soddisfi, in caso di contaminanti radioattivi, i criteri di non rilevanza radiologica in termini di impatto sulla popolazione. 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. In questo lavoro sono stati analizzati in base all'energia di accelerazione del fascio di elettroni, alcuni radionuclidi di produzione fotonucleare e di attivazione neutronica.

## STIMA DEL RILASCIO DI <sup>13</sup>N SECONDO TRS IAEA 188 (1979)

Si prende in considerazione l'attività a saturazione di <sup>13</sup>N nell'aria del bunker, usando i dati riportati nella tabella XXXa del documento IAEA188, 1979.

$$A_s = 520 \text{ MBq m}^{-1} \text{ kW}^{-1} \times 1.5 \text{ kW} \times 1 \text{ m} = 780 \text{ MBq}$$

$$a_s = A_s/V = 780 \text{ MBq} \div 250 \text{ m}^3 = 3.12 \text{ MBq m}^{-3}$$

$$T_{1/2}(\text{effective}) = \frac{T_{1/2}(\text{physical}) \times T_{1/2}(\text{vent})}{T_{1/2}(\text{physical}) + T_{1/2}(\text{vent})} = 164.43 \text{ s}$$

$$a_{sf} = a_s \times T_{1/2}(\text{effective}) \div T_{1/2}(\text{physical}) = 0.86 \text{ MBq m}^{-3}$$

$$a_{sf}^{\text{out}} = a_s \times T_{1/2}(\text{effective}) \div T_{1/2}(\text{vent}) = 2.26 \text{ MBq m}^{-3}$$

$$S_{13N}^{\text{IAEA}} = a_{sf}^{\text{out}} \times 11 \text{ h}^{-1} \times 12 \text{ h d}^{-1} \times 250 \text{ d} \times 250 \text{ m}^3 \div (3.2 \times 10^7 \text{ s}) = 0.58 \text{ MBq s}^{-1}$$

## STIMA DEL RILASCIO DI <sup>13</sup>N SECONDO MCGINLEY ET AL. (1984)

Un approccio più realistico di stimare la produzione di radioattività aeriforme di <sup>13</sup>N indotta in un bunker di radioterapia tramite reazioni fotonucleari è stato proposto da McGinley et al., 1984. L'attività di <sup>13</sup>N per unità di volume di aria generata nella stanza di trattamento da un fascio di fotoni è data dalla seguente formula,

$$C = \frac{D}{16.7 \text{ mGy/s}} P M \frac{1 - e^{-(\lambda + v/V)T_r}}{v(\lambda + v/V)^{1/\lambda}}$$

$$C = 598 \text{ Bq m}^{-3}$$

$$C_{\text{tot}} = \sum_{i=1}^4 C \times e^{-\ln(2) \times \frac{[(i-1) \times 900 \text{ s}]}{T_{1/2}(\text{effective})}} = 611 \text{ Bq m}^{-3}$$

$$C_{\text{tot}}^{\text{out}} = \frac{11}{3600 \text{ s} \times \lambda} \times C_{\text{tot}} = 1610 \text{ Bq m}^{-3}$$

$$S_{13N}^{\text{McGinley}} = C_{\text{tot}}^{\text{out}} \times 11 \text{ h}^{-1} \times 12 \text{ h d}^{-1} \times 250 \text{ d} \times 250 \text{ m}^3 \div (3.2 \times 10^7 \text{ s}) = 415 \text{ Bq s}^{-1}$$

## STIMA DEL RILASCIO DI <sup>41</sup>Ar PRODOTTO DA ATTIVAZIONE NEUTRONICA

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 è l'<sup>41</sup>Ar prodotto da <sup>40</sup>Ar per cattura di neutroni termici. 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 in cui vengono tabulate stime di flusso di neutroni termici normalizzato per Gy e per cm<sup>2</sup>.

$$\Phi_{th} = 1.1 \times 10^6 \text{ Gy}^{-1} \text{ cm}^{-2} \times 0.05 \text{ Gy s}^{-1} = 5.5 \times 10^4 \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$$

$$a_{41Ar} = \Phi_{th} \sigma N_{40Ar} \frac{\lambda_{41} \times [1 - e^{-(\lambda_{41} + v/V)T_r}]}{(\lambda_{41} + v/V)} \div V$$

$$a_{41Ar} = 52.1 \text{ Bq m}^{-3}$$

$$a_{41Ar,tot} = 55.29 \text{ Bq m}^{-3}$$

$$a_{41Ar,tot}^{\text{out}} = \frac{11}{3600 \text{ s} \times \lambda_{41}} \times a_{41Ar,tot} = 1603 \text{ Bq m}^{-3}$$

$$S_{41Ar} = a_{41Ar,tot}^{\text{out}} \times 11 \text{ h}^{-1} \times 12 \text{ h d}^{-1} \times 250 \text{ d} \times 250 \text{ m}^3 \div (3.2 \times 10^7 \text{ s}) = 413 \text{ Bq s}^{-1}$$

## VALUTAZIONE DOSIMETRICA DELL'IMPATTO SULLA POPOLAZIONE

Per dimostrare che i termini sorgente stimati garantiscono il principio della non-rilevanza radiologica si sono utilizzate le pubblicazioni NCRP Report 123 del 1996 e IAEA SRS 19, 2001.

a) Nella valutazione di I livello, denominata *"no dilution model"*, si assume che la concentrazione C di contaminante (in Bq m<sup>-3</sup>) 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<sup>-1</sup>);

R = rateo di ventilazione di scambio del volume d'aria (s<sup>-1</sup>);

V = volume scambiato (m<sup>3</sup>).

b) Nella valutazione di II livello *"dispersion in the lee of an isolated point source"* 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, S come in caso a);

u = velocità del vento (media geometrica in un anno) all'altezza del punto di rilascio, se non conosciuta si usa come valore medio 2 m s<sup>-1</sup>;

P = fattore di diffusione Gaussiana, appropriato per l'altezza del punto di rilascio e la distanza sotto vento x dal punto di rilascio, qui è stata presa in considerazione la condizione più sfavorevole con P=3.5x10<sup>-3</sup> m<sup>-2</sup> da NCRP 123 (x=100 m e h=0 m)

c) Nella valutazione di II livello *"dispersion in the lee of a building inside the cavity zone"* - *"sorgente e recettore non sono sulla stessa facciata dell'edificio"*, a condizione che H ≤ 2.5 H<sub>B</sub>, e x ≤ 2.5 √(A<sub>B</sub>), dove H è l'altezza del punto di rilascio, H<sub>B</sub> è l'altezza dell'edificio più alto vicino al punto di rilascio che influenza maggiormente la nube, A<sub>B</sub> l'area di superficie della parete dell'edificio e x la distanza del ricettore dal punto di rilascio.

In questo caso la concentrazione del contaminante è:

$$C = \frac{F \times S}{\pi \times u \times H_B \times K}$$

F, S, u come nei casi a) e b); K = 1 m, valore costante.

## RISULTATI E DISCUSSIONE

I modelli descritti sono applicati allo scenario dell'acceleratore LINAC studiato.

radionuclide	Tempo di dimezzamento [s]	Tempo di dimezzamento effettivo [s]	Fattore di screening [Sv Bq <sup>-1</sup> m <sup>3</sup> ]
<sup>13</sup> N	597.60	204.95	9.70 E-07
<sup>41</sup> Ar	6576.50	219.28	1.50 E-06

Dalla tab. 3 per <sup>13</sup>N, nel caso di stima del termine sorgente con la metodica di IAEA188, la non rilevanza radiologica non viene mai soddisfatta.

Tabella 3. Risultati della valutazione dosimetrica dell'impatto alla popolazione dal rilascio di aria contenente <sup>13</sup>N e <sup>41</sup>Ar dal bunker di radioterapia

	<sup>13</sup> N (IAEA 188)	<sup>13</sup> N (McGinley et al.)	<sup>41</sup> Ar (attivazione neutronica)
Termine sorgente S [Bq s <sup>-1</sup> ]	583000	415	413
I livello "no dilution model", average annual release, release height 0 m, C [Bq m <sup>-3</sup> ]	190000	136	135
SF°C Dose [μSv anno <sup>-1</sup> ]	184000	132	203
Il livello, a) "dispersion in the lee of an isolated point source", average annual release height 0 m, C [Bq m <sup>-3</sup> ]	255	0.18	0.18
SF°C Dose [μSv anno <sup>-1</sup> ]	247	0.18	0.27
Il livello, b) "dispersion in the lee of a building inside the cavity zone" - "source and receptor not on same building face" (H <sub>B</sub> 8 m), x < 100m, average annual release, release height 0 m, C [Bq m <sup>-3</sup> ]	2900	2.07	2.06
SF°C Dose [μSv anno <sup>-1</sup> ]	2800	2.00	3.08

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, soluzione difficile da realizzare nella maggior parte dei casi, soprattutto in una configurazione di impianto già esistente. L'approccio di McGinley et al., 1984, risulta più adeguato.

## 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 μSv 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.

# 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  
 Agenzia di Tutela della Salute di Brescia – Viale Duca degli Abruzzi, 15 - Brescia

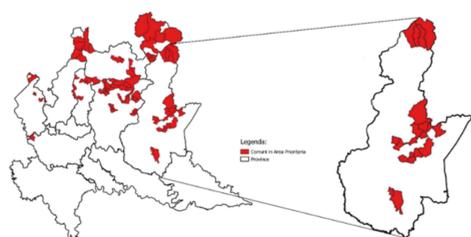
Il D.Lgs. 101 del 31 luglio 2020 e s.m.i. individua nel Servizio Sanitario Locale l'ente di vigilanza territoriale ai fini della tutela della salute pubblica in materia di radioprotezione. In Lombardia la Legge Regionale del 30 dicembre 2009 n. 33 e s.m.i. attribuisce alle ATS specifici compiti di prevenzione e vigilanza territoriale.

## SETTORE SANITARIO: COMMISSIONE PER LA RADIOPROTEZIONE E NOTIFICHE DI PRATICHE RADIOLOGICHE

Presso le ATS sono 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 sanitarie nelle strutture ospedaliere pubbliche e private ed esprime pareri per il rilascio dei nulla osta di Categoria A da parte del Ministero della Salute.

Le ATS sono 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



ATS Brescia è stata designata quale Unità Operativa a Valenza regionale per la tematica Radon, assumendo un ruolo di supporto alla governance regionale.

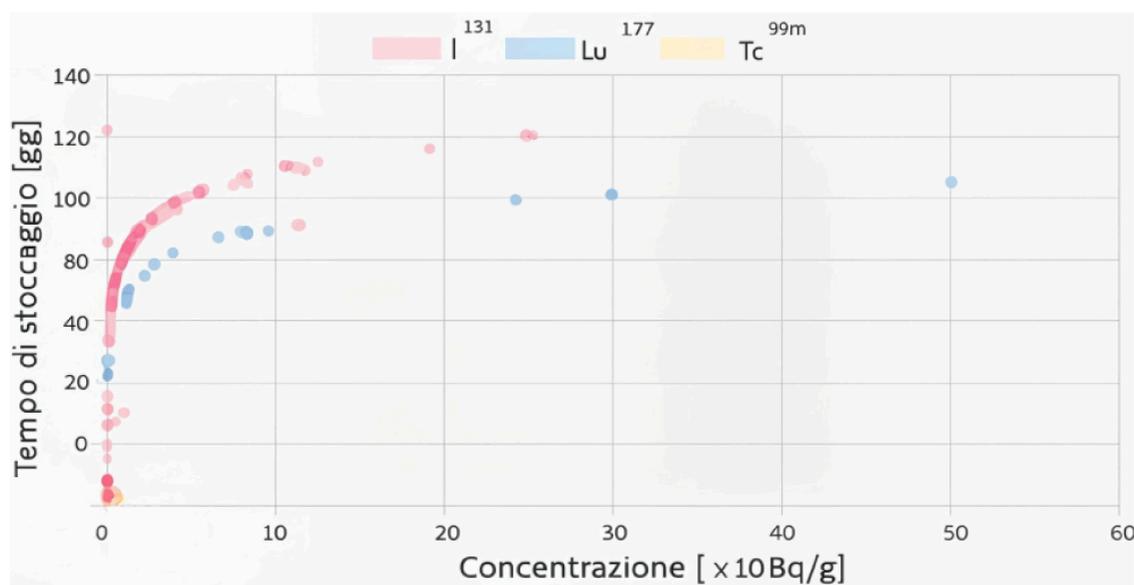
Sono quindi stati organizzati convegni e incontri specifici sul territorio bresciano e non solo per sensibilizzare sulla materia del Radon, sulle normative vigenti e le misure preventive. A seguito della prima individuazione delle aree prioritarie a rischio Radon è emersa la necessità di un monitoraggio approfondito su determinati ambiti per una ulteriore ridefinizione delle stesse.

## SETTORE INDUSTRIALE: NULLA OSTA PREFETTIZIO, RITROVAMENTI E PRATICHE RADIOLOGICHE ITINERANTI

ATS esprime il 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 e s.m.i.

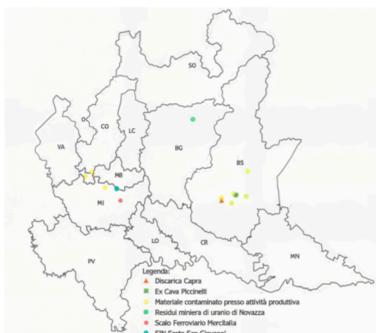
Effettua il monitoraggio per ritrovamenti e smaltimento delle sorgenti radioattive orfane e del materiale radio-contaminato (tabella).

In figura l'andamento dei tempi di smaltimento per radioisotopo e concentrazione relativo ai ritrovamenti presso il termoutilizzatore di Brescia.



Anno	Isotopo	Nr. Ritrovamenti	Concentrazione (MBq/kg)
2018	<sup>60</sup> Co	1	5.8
	<sup>241</sup> Am	2	39.8
	<sup>226</sup> Ra	32	85.3
	<sup>223</sup> Ra + <sup>232</sup> Th	1	0.02
2019	<sup>90</sup> Sr	1	166.7
	<sup>137</sup> Cs	2	0.9
	<sup>214</sup> Bi + <sup>226</sup> Ra	2	35.4
	<sup>226</sup> Ra	15	134.1
	<sup>232</sup> Th	1	0.2
2020	<sup>241</sup> Am	1	6.2
	<sup>60</sup> Co	3	0.02
	<sup>137</sup> Cs	1	0.002
	<sup>226</sup> Ra	14	1646.6
2021	<sup>232</sup> Th	1	0.04
	<sup>85</sup> Kr	1	185.0
	<sup>137</sup> Cs	2	0.4
	<sup>226</sup> Ra	14	6.0
	<sup>232</sup> Th	9	2067.6
	<sup>238</sup> U	1	0.09
	<sup>238</sup> U + <sup>226</sup> Ra + <sup>232</sup> Th	1	201.7
2022	<sup>241</sup> Am	2	433 · 10 <sup>3</sup>
	<sup>226</sup> Ra	23	2491.6
	<sup>232</sup> Th	2	0.4
2023	<sup>223</sup> Ra + <sup>232</sup> Th	1	0.004
	<sup>60</sup> Co	1	0.03
	<sup>226</sup> Ra	14	356.6
	<sup>232</sup> Th	2	0.06

## SETTORE AMBIENTALE: ESPOSIZIONI ESISTENTI



L'Agenzia prende parte alla Commissione Consultiva Prefettizia di radioprotezione per la valutazione delle esposizioni esistenti e la valutazione dei depositi temporanei di materiale radio-contaminato. La recente ricognizione ministeriale e regionale ha identificato 9 dei 15 siti regionali di materiali radioattivi nel territorio di ATS Brescia. Le indagini e valutazioni condotte da ARPA hanno escluso emergenze per l'esposizione della popolazione e la contaminazione ambientale all'esterno dei siti.



Convegno nazionale AIRP di radioprotezione  
 Lucca, 25–27 settembre 2024

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





# La gestione dei rifiuti radioattivi antropogenici nell'ambito dei recenti aggiornamenti normativi

Loriana Ricciardi<sup>1</sup>, Claudia Giliberti<sup>1</sup>

<sup>1</sup> INAIL - Dipartimento Innovazioni Tecnologiche e Sicurezza degli Impianti, Prodotti ed Inseguimenti Antropici, Roma

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.

## NORMATIVA DI RIFERIMENTO

Il d.lgs. 101/20, in sintesi, ha:

- Riordinato la normativa di settore in un "testo unico sulla radioprotezione" abrogando d.lgs. 230/95, d.lgs. 187/00 e d.lgs. 52/07
- Disciplinato le misure di sicurezza connesse all'esposizione a radiazioni ionizzanti in diversi ambiti.
- Regolamentato in materia di impianti nucleari e di attività in cui sono impiegate materie radioattive, combustibile esaurito e rifiuti radioattivi.

**Criticità** che hanno reso necessaria

l'emanazione di un decreto correttivo:

Il d.lgs. 203/2022.

L'articolo 22 prevede che, per le pratiche del settore industriale con:

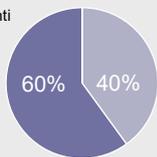
- Uso o stoccaggio di materiali che contengono radionuclidi di origine naturale
- Produzione di residui o di effluenti che contengono radionuclidi di origine naturale e un livello di esposizione non trascurabile, sia per la radioprotezione che per l'ambiente, l'esercente provveda alla misurazione, su un numero rappresentativo di campioni (correttivo), della concentrazione di attività sui materiali e sui residui.



## ORIGINE

In Italia giornalmente sono stoccati/prodotti rifiuti con diversi gradi di radioattività:

- **60%** da esercizio e smantellamento degli impianti nucleari chiusi nel 1987 (centrali elettronucleari e impianti del ciclo del combustibile nucleare)
- **40%** attività di medicina nucleare, industriali e di ricerca (IRW o NNRW).



Principali settori di produzione:

- **Sanità:** principalmente attività diagnostiche e terapeutiche - vita media molto breve
- **Industria:** prevalentemente sorgenti radioattive sigillate (radiografia, controllo qualità di materiali, sterilizzazione, misure, calibrazioni (Cobalto 60 e il Cesio 137)
- **Attività di Ricerca**

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 aminoacidi 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 tracciamenti del metabolismo delle sostanze organiche
PU-239	studio delle proprietà dei materiali nucleari

## VOLUMI E STOCCAGGIO

In Italia, ogni anno, sono prodotti oltre **500 m rifiuti IRW di MEDIA e BASSA attività**:

Attualmente sono conferiti presso i diversi **depositi temporanei** dislocati su tutto il territorio italiano, in attesa della costruzione del **Deposito Nazionale di superficie**.

## CLASSIFICAZIONE

- **Decreto 7 Agosto 2015** (Decreto legislativo n. 45/2014 - Direttiva 2011/70/EURATOM) - 5 classi.
- **Guida Tecnica ISIN n. 33** «Criteri di sicurezza nucleare e radioprotezione per la gestione dei rifiuti radioattivi» (2023) - aggiornamento della Guida Tecnica n. 26.

- **Guida Tecnica ENEA n. 26** «Gestione dei rifiuti radioattivi» (1987) - prima, seconda e terza categoria.

Classificazione GT n. 26	Nuova classificazione
Prima Categoria	Rifiuti radioattivi a vita media molto breve
Seconda Categoria	Rifiuti radioattivi di attività molto bassa
	Rifiuti radioattivi di bassa attività
Terza Categoria	Rifiuti radioattivi di media attività
	Rifiuti radioattivi di alta attività

## GESTIONE

**Principi fondamentali della gestione dei rifiuti:**

- La normativa è volta ad assicurare che **lavoratori, popolazione, ambiente siano protetti** e che sia stato valutato anche l'impatto sulle **generazioni future**.
- La produzione di rifiuti radioattivi deve essere tenuta al **minimo ragionevolmente praticabile**, in termini di **attività** e di **volume**.
- I rifiuti devono essere **gestiti in sicurezza**, dalla produzione allo smaltimento.
- La **gestione** è diversa a seconda della **tipologia del rifiuto** (tempo di dimezzamento e concentrazione di sostanze radioattive)
- I **rifiuti radioattivi** sono classificati secondo la tipologia di condizionamento poiché i livelli di radioattività ammissibili si riferiscono al **manufatto che contiene il rifiuto**.

**Guida tecnica ISIN n. 33 (2023):**

- **Copre l'intero ciclo di gestione:** produzione, raccolta, caratterizzazione, trattamento, condizionamento, classificazione per il trasporto, stoccaggio e smaltimento.
- Specifica i **requisiti per i contenitori**.
- Stabilisce che coloro che, a qualsiasi titolo, gestiscono rifiuti radioattivi, devono implementare un **sistema di gestione della sicurezza**.

**Sistema per la Tracciabilità di Rifiuti, Materiali e Sorgenti radioattivi (STRIMS)** per il monitoraggio delle sostanze radioattive, dalla produzione allo smaltimento (2022)

**Norma UNI 11918:2023 - Rifiuti prodotti da settore medico sanitario, industriale e di ricerca - caratterizzazione e gestione.**

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.

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.

I rifiuti a vita molto breve sono smaltiti come rifiuti convenzionali: possono essere stoccati presso la struttura stessa e poi conferiti agli operatori del Servizio Integrato.

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.

**Trattamento:** attraverso il Processo fisico e/o chimico per operare una riduzione del volume e/o di preparare il rifiuto alla successiva fase di condizionamento.

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 e	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

**Condizionamento:** trasformare il rifiuto in modo da stoccarlo in sicurezza nel tempo.

Si realizza un manufatto (rifiuto condizionato + contenitore) ponendo all'interno di un contenitore un agente solidificante (cementazione o vetrificazione).

## IMPIANTI

Per il trattamento, il condizionamento, la movimentazione e il mantenimento delle condizioni ambientali idonee allo stoccaggio sono necessari:

- **Impianti senza rischio emissione:** impianti tecnologici (aria, vapore, acqua calda, fluidi criogenici) e attrezzature per la movimentazione dei contenitori;
- **Impianti con rischio emissione:** impianti/attrezzature per il trattamento/condizionamento di componenti contaminati.

## DEPOSITO UNICO NAZIONALE

- Tutti i rifiuti a bassa, media e alta attività saranno conferiti al Deposito Nazionale Unico (**deposito definitivo di superficie - DNPT**);
- È realizzato in **manufatti, moduli e celle** per assicurare l'isolamento dalla radioattività per almeno **300 anni**;
- **Sostituirà** definitivamente le decine di depositi temporanei dislocati sul territorio nazionale;
- Accoglierà anche i rifiuti ad alta attività (decadono in migliaia di anni) fino alla disponibilità di 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.
- La progressiva diminuzione degli spazi disponibili per lo stoccaggio comporta la proliferazione di depositi temporanei sul territorio nazionale.
- 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.



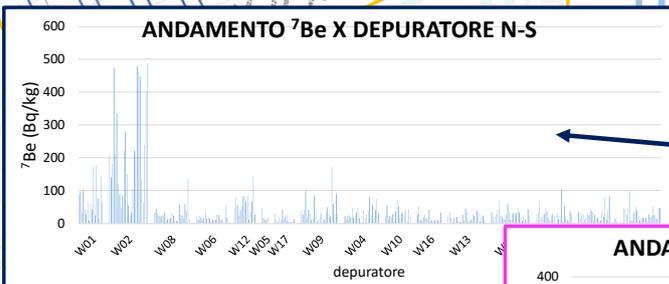
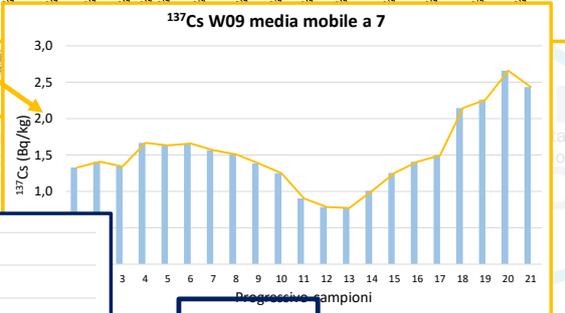
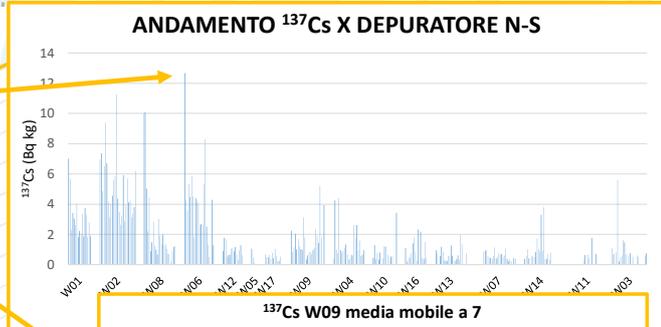


## MATERIALI e METODI

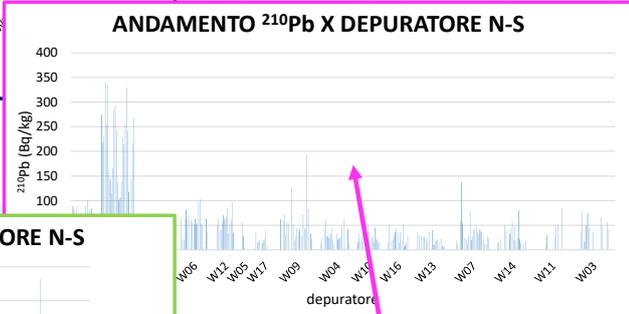
I campioni di fango di depurazione analizzati in questo lavoro sono stati prelevati con cadenza periodica (mensile o bimestrale) dagli impianti di depurazione a valle del trattamento di disidratazione. Per il solo impianto W02 i campioni sono essiccati invece che disidratati. Nel periodo dal 2012 al 2023 sono stati analizzati tramite spettrometria gamma su circa 760 campioni di fanghi. Le misure dei radionuclidi gamma-emittenti sono state realizzate con spettrometria gamma ad alta risoluzione tramite rivelatori al germanio iperpuro HPGe (software GENIE-2000, ©AREVA/Canberra).

## RISULTATI

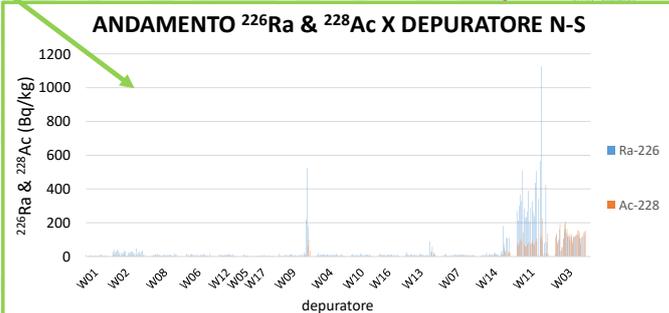
**<sup>137</sup>Cs**



**<sup>7</sup>Be**



**<sup>226</sup>Ra & <sup>228</sup>Ac**



**<sup>210</sup>Pb**

### I FANGHI

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, trattati 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.



## 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 <sup>7</sup>Be 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 <sup>210</sup>Pb presente nei fanghi di depurazione è sia quello in equilibrio con il progenitore <sup>226</sup>Ra, sia quello di provenienza atmosferica: infatti la correlazione tra <sup>7</sup>Be e <sup>210</sup>Pb indica la (parziale) provenienza atmosferica del <sup>210</sup>Pb. Entrambi possono essere usati come traccianti dei fenomeni di deposizione atmosferica.
  - L'analisi del <sup>137</sup>Cs nei fanghi consente di condurre un monitoraggio continuativo ed integrato nel tempo del territorio: fornisce un database della presenza di <sup>137</sup>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 <sup>226</sup>Ra e <sup>228</sup>Ra sono state indagate e si è potuto trarre ipotesi sulla loro origine.

# Un applicativo (App) di gestione delle attività di radioprotezione (246)

Salvatore Grasso<sup>1\*</sup>, Antonio Varallo<sup>2</sup>, Mauro Buono<sup>2</sup>, Carolina Mainardi<sup>1</sup>, Caterina Oliviero<sup>2</sup>, Stefania Clemente<sup>2</sup>

<sup>1</sup>Scuola di Specializzazione di Fisica Medica, Università degli Studi di Napoli "Federico II", Napoli, Italia

<sup>2</sup>UOSD di Fisica Sanitaria e Radioprotezione, AOU "Federico II", Napoli, Italia

\* [salvatore73.grasso@gmail.com](mailto:salvatore73.grasso@gmail.com)

## Scopo/Introduzione

L'attività di sorveglianza fisica della radioprotezione, regolamentata dal Titolo XI del D.Lgs. 101/20 [1], comporta una notevole quantità di adempimenti e la predisposizione e gestione di un considerevole numero di documenti e dati (atti, registri di sorveglianza, comunicazioni al datore di lavoro, verifiche dei dispositivi e della strumentazione, ecc.). Al fine di supportare il lavoro del team di professionisti delegati alla sicurezza ed alla radioprotezione delle strutture sanitarie ed industriali, è stato sviluppato l'innovativo strumento informatico *Archiving and Management Activity Multi-Purpose Medical Physics & Radioprotection Tool - AMAMM<sub>P&R,T</sub>*, progettato per la gestione delle attività e l'archiviazione della documentazione.

## Materiali e metodi

Il tool è basato su una piattaforma no-code che permette di creare una suite di applicazioni dinamiche utilizzabili su PC e dispositivi mobili. Le versioni finali testate ed approvate sono state rilasciate a dirigenti, preposti e lavoratori 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 ed ampliarne il campo di applicazione.

AMAMM<sub>P&R,T</sub> 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).

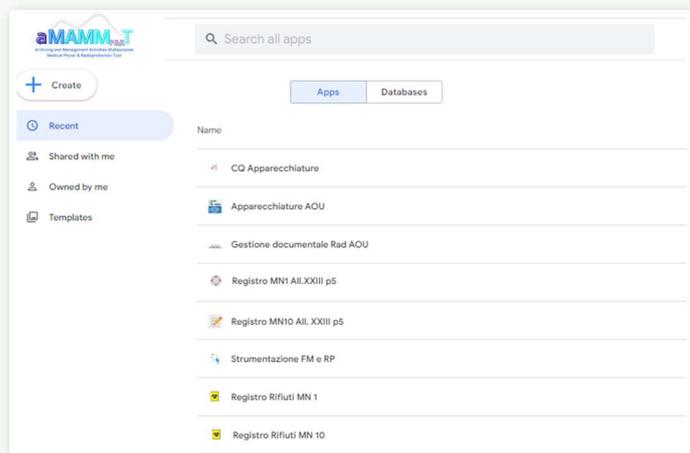


Figura 1. Suite di applicazioni in AMAMM<sub>P&R,T</sub>

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 con la produzione di report ed indicatori chiave per ogni esigenza radioprotezionistica.

Il servizio di Ingegneria Clinica può condividere dati e documenti (es. contratti di manutenzione e taratura, scadenze) per migliorare la 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 dei sanitari operanti nelle sale di radiologia interventistica [2,3]. Il sistema aggiorna in tempo reale la valutazione della dose efficace annua per la classificazione dei radioesposti e degli ambienti di lavoro (Titolo XI, art. 133).

## Risultati

L'implementazione di AMAMM<sub>P&R,T</sub> consente di adempiere alle disposizioni di legge quali 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).

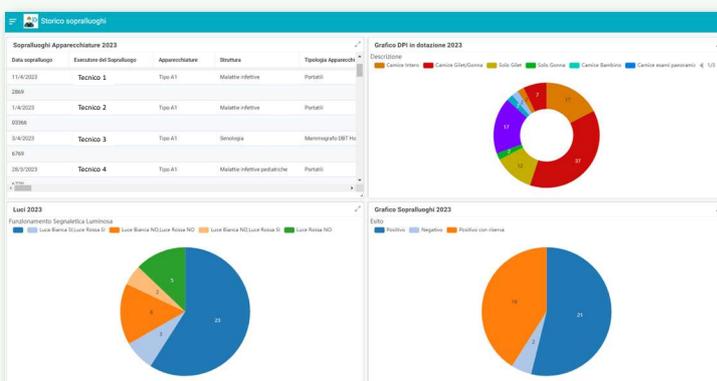


Figura 2. Registrazione dei sopralluoghi per la sorveglianza fisica con la verifica dei DPI e delle infrastrutture di sicurezza.

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 per sorgenti laser.

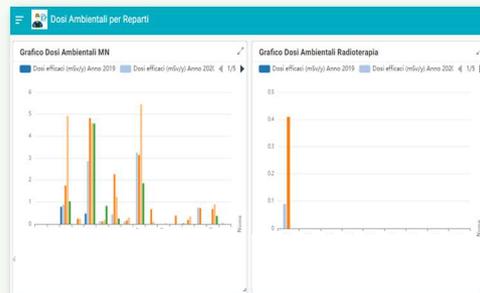


Figura 4. Monitoraggio ambientale dei Reparti

## Conclusioni

AMAMM<sub>P&R,T</sub> ha migliorato la gestione delle attività di radioprotezione consentendo a più specialisti di lavorare su un unico database condiviso per la valutazione e la riduzione del rischio professionale derivante dall'esposizione alle radiazioni ionizzanti.

## Referenze

- [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
- [4] Decreto Legislativo 3 aprile 2006, n. 152 e s.m.i.
- [5] Decreto Legislativo 9 aprile 2008, n. 81 e s.m.i.

