



UNIVERSITÀ DEGLI STUDI DI UDINE  
UNIVERSITÀ DEGLI STUDI DI TRIESTE  
DIPARTIMENTO DI AREA MEDICA

CORSO DI LAUREA INTERATENEO

TECNICHE DELLA PREVENZIONE NELL'AMBIENTE E NEI LUOGHI DI  
LAVORO

TESI DI LAUREA

STUDIO DEL CONTENUTO DI RADIOATTIVITÀ INDOTTA SU UN  
COMPONENTE DI ELETTRA AI FINI DELLO SMALTIMENTO

**LAUREANDA:**

ANNA CESCATO

**RELATRICE:**

DOTT. SSA

MARCELLA MAURO

**CORRELATORI:**

DOTT. GIOVANNI SCIAN

DOTT. CORRADO TINÈ

ANNO ACCADEMICO 2022 / 2023

## Indice

Illustrazioni .....	4
Figure.....	4
Tabelle .....	4
Introduzione .....	5
1. Le radiazioni ionizzanti .....	8
1.1 Introduzione: la radioattività .....	8
1.2 Radiazioni ionizzanti .....	9
1.3 Radioattività indotta .....	9
1.4 Attività di una sorgente .....	10
2. I rivelatori di particelle.....	12
2.1 Caratteristiche dei rivelatori.....	13
2.1.1 Risoluzione energetica.....	13
2.1.2 Efficienza .....	13
2.1.3 Tempo morto.....	14
2.2 Rivelatori a semiconduttori.....	14
3. Esposizione alle radiazioni ionizzanti ed effetti .....	17
3.1 Le grandezze dosimetriche .....	19
3.1.1 Dose assorbita.....	19
3.1.2 Dose equivalente.....	19
3.1.3 Dose efficace .....	20
3.1.4 Altre grandezze.....	20
3.2 Effetti sulla salute .....	21
3.2.1 Effetti deterministici.....	22
3.2.2 Effetti stocastici .....	23
3.2.3 Relazione dose-effetto .....	24
4. Radioprotezione .....	25
4.1 Legislazione e principi della radioprotezione.....	25

4.2 Esposizione dei lavoratori.....	26
5. Elettra .....	30
5.1 La radioattività indotta negli acceleratori ed Elettra.....	32
5.1.1 Wiggler.....	32
5.1.2 Radioattività indotta in Elettra e lavoratori.....	33
5.2 Allontanamento dal regime autorizzatorio.....	34
6. Misure di spettrometria gamma del wiggler .....	37
6.1 <i>Scopo</i> .....	37
6.2 <i>Materiali e metodi</i> .....	37
6.2.1 <i>Materiali</i> .....	37
6.2.2 <i>Strumento e metodologia di misura</i> .....	37
6.2.3 <i>Geometry Composer</i> .....	41
6.2.4 <i>Calibrazione in Genie 2000</i> .....	44
6.3 <i>Analisi</i> .....	44
6.4 <i>Risultati</i> .....	45
6.5 <i>Discussione</i> .....	45
7. Conclusioni.....	48
APPENDICE A – Spettro somma in Genie 2000 .....	49
APPENDICE B – Reports .....	50
Report posizione di misura 1.....	50
Report posizione di misura 2.....	51
Report posizione di misura 3.....	52
Report posizione di misura 4.....	53
Report posizione di misura 5.....	54
Report posizione di misura 6.....	55
Report Spettro somma.....	56
Note.....	57
Bibliografia .....	59

## Illustrazioni

### *Figure*

Fig. 1.1: Carta dei nuclidi .....	8
Fig. 2.1: Definizione della risoluzione energetica .....	13
Fig. 2.2: Struttura a bande in materiali isolanti, semiconduttori e metalli .....	14
Fig. 2.3 Struttura di un rivelatore al germanio .....	16
Fig. 3.1: Esempi di materiali che, a seconda dell'energia e dal tipo di radiazione, "fermano" la radiazione incidente.....	18
Fig. 3.2: Fattori di ponderazione per le radiazioni raccomandati .....	20
Fig. 3.3: Fattori di ponderazione per i tessuti.....	20
Fig. 3.4: Schema danni da radiazioni .....	22
Fig. 3.5: Stima delle soglie per alcuni effetti tissutali .....	23
Fig. 3.6: Grafico con diversi modelli che descrivono la relazione dose-effetto .....	24
Fig. 5.1: Linee di luce di Elettra (immagini proprietà di Elettra Sincrotrone) .....	31
Fig. 5.2: Wiggler .....	33
Fig. 5.3: Dettaglio dei magneti nel wiggler, al centro è stata rimossa la camera a vuoto in acciaio inox che si può osservare in Fig. 5.2 .....	33
Fig. 6.1: Rivelatore planare HPGe.....	38
Fig. 6.2: Rappresentazione grafica della schermatura di 50 mm con un collimatore a 90° sul rivelatore .....	39
Fig. 6.3 Rivelatore AEGIS nella configurazione utilizzata durante le acquisizioni .....	39
Fig. 6.4: Rivelatore in posizione di misura (posizione 1) .....	40
Fig. 6.5: Suddivisione della faccia sottoposta a misura per sei posizioni.....	40
Fig. 6.6: Geometria "Complex Box" .....	41
Fig. 6.7: Dimensioni in cm della geometria Complex Box per la posizione 1.....	42
Fig. 6.8: Geometria di misura con il rivelatore in Posizione 1.....	43
Fig. 6.9: Geometria di misura con il rivelatore in Posizione 1.....	43

### *Tabelle*

Tab. 6.1 Caratteristiche rivelatore AEGIS .....	38
Tab. 6.2: Tabella attività .....	45
Tab. 6.3: Tabella materiale-radionuclide.....	47

## Introduzione

La protezione dei lavoratori dall'esposizione alle radiazioni ionizzanti viene solitamente associata all'impiego dell'energia nucleare e al settore sanitario nell'ambito della diagnostica per immagini e della medicina nucleare. In Italia, la normativa di riferimento per la protezione contro i pericoli derivanti dall'esposizione alle radiazioni ionizzanti è il Decreto Legislativo 31 luglio 2020, n. 101, ad integrazione del Decreto legislativo 9 aprile 2008, n. 81 che, invece, riguarda tutti gli altri aspetti di tutela della salute e sicurezza nei luoghi di lavoro. Un ulteriore settore nel quale è possibile un'esposizione dei lavoratori a radiazioni ionizzanti, forse meno conosciuto, è quello dei centri di ricerca scientifica che impiegano acceleratori di particelle.

A tal proposito a Basovizza, una frazione del comune di Trieste, è presente Elettra: un acceleratore circolare capace di accelerare di elettroni, fino a un'energia di 2,4 GeV, con lo scopo di generare luce di sincrotrone da utilizzare poi nelle applicazioni legate alla scienza dei materiali, alla biologia ed alla medicina.

Similmente a tutti gli acceleratori di particelle, l'impiego di un'energia così elevata pone, come sarà trattato in seguito, non pochi problemi radioprotezionistici per i lavoratori.

In questo elaborato, verrà quindi presentato lo studio condotto durante il tirocinio del terzo anno del CdL in Tecniche della Prevenzione svolto presso Elettra – Sincrotrone Trieste e relativo all'analisi del contenuto di radioattività indotta in un componente dell'anello di Elettra, denominato wiggler.

La radioattività indotta, infatti, si verifica nei componenti a causa dell'interazione del fascio di elettroni accelerati con gli stessi, poiché tale interazione dà luogo a diverse reazioni nucleari, con l'emissione di nuove particelle e la formazione di nuclidi radioattivi. Questo processo, attraverso cui un nuclide stabile si trasforma in un radionuclide e che porta alla formazione di radioattività indotta, prende il nome di "attivazione".

Ad Elettra, ai fini radioprotezionistici, ogniqualvolta i lavoratori siano chiamati ad intervenire sulla macchina dopo lo spegnimento della stessa, vengono eseguiti controlli sul livello di radioattività indotta in termini di rateo di dose. D'altra parte, a seguito

degli interventi di riparazione approvati dall'unità operativa di Elettra denominata "*Attività radioprotezione*"<sup>1</sup> o dall'Esperto di Radioprotezione, può accadere che vengano rimossi dalla macchina dei dispositivi o dei materiali, che dunque necessitano di ulteriori misure, analisi e/o valutazioni a norma dell'Allegato I del D.Lgs. 101/2020. Per la corretta gestione dei materiali, e ai fini della tutela della popolazione e dei lavoratori, si rivela dunque di particolare importanza la loro caratterizzazione radiologica.

In questo elaborato ci si concentrerà sulle misure radioprotezionistiche in termini di tutela dell'ambiente, allo scopo di evitare che un componente potenzialmente radioattivo possa essere smaltito in maniera non adeguata e provocare la contaminazione della matrice ambientale, con evidenti e possibili ricadute anche sulla salute umana. Per questo motivo, la normativa prevede il rispetto di determinati livelli di radioattività, definiti "livelli di allontanamento", al di sotto dei quali il materiale può essere esentato dalle disposizioni di legge ed essere smaltito come rifiuto convenzionale. Diversamente, il materiale dovrà essere gestito secondo le disposizioni di legge sui rifiuti radioattivi.

Lo scopo del presente lavoro, dunque, è stato quello di eseguire la caratterizzazione radiologica, mediante misure di spettrometria gamma, di un determinato componente estratto da Elettra. Nonostante riguardi i soli radionuclidi gamma emettitori, tale studio sarà utile per effettuare la verifica del rispetto dei livelli di allontanamento fissati dalla normativa, che verrà svolta in seguito ad ulteriori analisi non trattate in tale elaborato.

In particolare, nella prima parte dell'elaborato, si introdurranno gli aspetti generali sulle radiazioni ionizzanti: il decadimento radioattivo, le diverse tipologie di radiazioni e l'attività di una sorgente di radiazioni ionizzanti. Verrà successivamente fornita una descrizione sulle caratteristiche generali dei rivelatori di particelle, dando particolare rilievo, visti gli scopi del presente lavoro, ai rivelatori al germanio per le misure di spettrometria gamma.

Nella terza parte verranno presentate le grandezze dosimetriche con le quali è possibile quantificare il rischio da esposizione alle radiazioni ionizzanti per poi passare alla descrizione degli effetti sulla salute derivanti dalle stesse. Una sezione sarà

dedicata ai principi fondamentali della radioprotezione stabiliti a livello internazionale, ma su cui si basa anche l'intero quadro normativo nazionale. In relazione a quest'ultimo ci si focalizzerà sugli aspetti legati all'esposizione in ambito lavorativo.

Nella quinta parte verrà presentato l'acceleratore ad alta energia "Elettra": dopo una breve introduzione sulla funzione, si passerà a delineare il problema dell'attivazione dei materiali in questo tipo di macchine, con la descrizione della tipologia del componente sul quale è stato indagato il contenuto di radioattività indotta, per concludere con una breve sezione riguardante l'art. 54 del D.Lgs. 101/2020.

Nella sesta parte, invece, verrà presentato lo scopo dello studio eseguito sul componente preso in esame. Verrà in seguito descritta la metodologia di misura, principalmente basata sull'utilizzo di un rivelatore a semiconduttore, e di analisi, effettuata tramite un software per la spettrometria gamma. Successivamente, saranno presentati i risultati e la discussione degli stessi.

Infine, verranno esposte le conclusioni.

Si ritiene che l'analisi qui presentata possa rappresentare un contributo di massima ad una prima valutazione sul grado di attivazione dei componenti di Elettra, che dovranno essere dismessi in vista dell'aggiornamento della macchina previsto nei prossimi anni.

# 1. Le radiazioni ionizzanti

## 1.1 Introduzione: la radioattività

La radioattività, o decadimento radioattivo, è un fenomeno fisico attraverso il quale atomi instabili emettono particelle o radiazione elettromagnetica, per raggiungere una configurazione nucleare più stabile.

Per una maggiore comprensione del fenomeno, seguirà il chiarimento del concetto di *stabilità* atomica.

La stabilità di un atomo è determinata principalmente dalla configurazione del suo nucleo. In generale, se un atomo ha un rapporto bilanciato tra il numero di protoni e di neutroni si dice che è stabile.

Nella seguente immagine (*Fig. 1.1*), è possibile osservare la Carta dei nuclidi, ovvero le specie atomiche la cui diversificazione è basata sulla struttura nucleare.

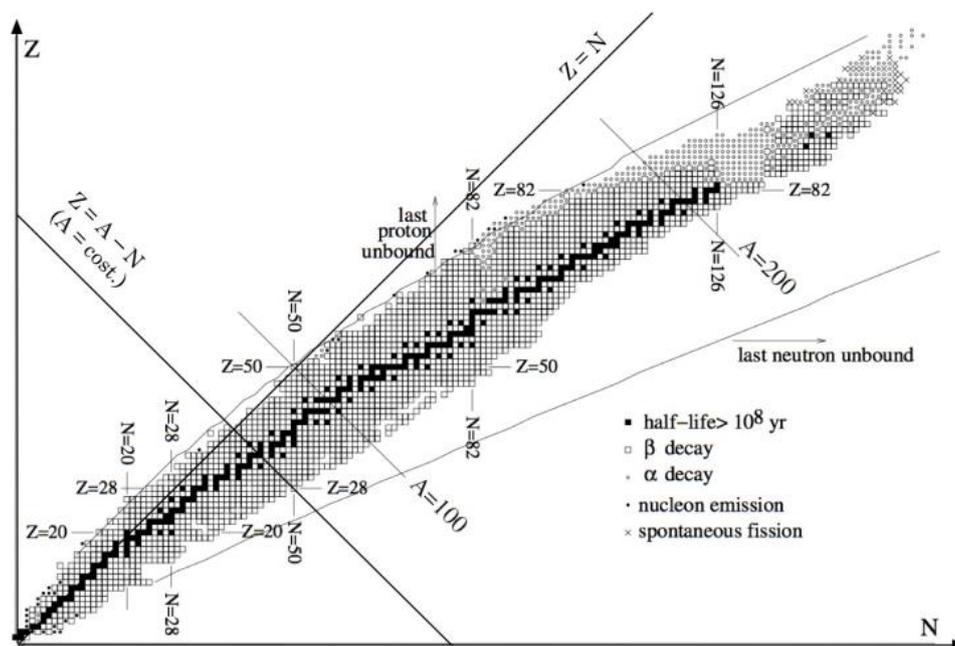


Fig. 1.1: Carta dei nuclidi [1]

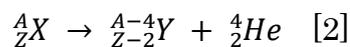
In questo grafico, infatti, la distribuzione dei nuclidi è rappresentata in funzione di  $Z$  (detto *numero atomico*), numero di protoni, e di  $N$ , numero di neutroni. Centralmente, in nero, sono riportati i nuclidi stabili, mentre in grigio sono riportati quelli instabili. Il numero di nucleoni è indicato dalla lettera "A" e viene chiamato *numero di massa*. Si può inoltre notare che esistono atomi con differente  $Z$ ,  $A$  oppure  $N$ , rispetto un certo elemento chimico. In base a queste distinzioni, si può parlare di *isotopo*, quando il

nuclide ha stesso  $Z$  e diverso  $A$ , *isobaro*, quando il nuclide ha lo stesso  $A$  e diverso  $Z$ , e di *isotono*, quando il nuclide ha lo stesso  $N$  e diverso  $Z$ .

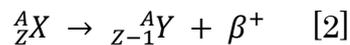
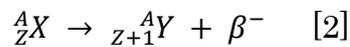
In generale, per raggiungere una maggiore stabilità, un nuclide instabile tende a subire trasformazioni spontanee: se possiede un eccesso di protoni tenderà a “trasformare” un protone in un neutrone, viceversa se è presente un eccesso di neutroni.

Le tipologie di decadimento radioattivo più comuni sono:

- *decadimento alfa ( $\alpha$ ): il nucleo emette una particella  $\alpha$ , ovvero un nucleo di  ${}^4\text{He}$ .*



- *decadimento beta ( $\beta$ ): il nucleo emette una particella  $\beta$ ,  $\beta^-$  o  $\beta^+$  a seconda dei casi.*



- *decadimento gamma ( $\gamma$ ): il nucleo emette energia sotto forma di onde elettromagnetiche.*

## ***1.2 Radiazioni ionizzanti***

Quando una radiazione è in grado di ionizzare, direttamente o indirettamente, atomi e molecole del mezzo che attraversa si dice che è una radiazione ionizzante.

Le radiazioni si possono distinguere in corpuscolari ed elettromagnetiche. Nel primo caso, è possibile fare un'ulteriore differenziazione:

- *particelle neutre, come il neutrone.*
- *particelle leggere elettricamente cariche, come le particelle beta.*
- *particelle pesanti elettricamente cariche, esempio i protoni, particelle alfa, ecc..*

I raggi gamma, invece, sono radiazioni elettromagnetiche.

## ***1.3 Radioattività indotta***

Come si è visto, gli atomi instabili vanno incontro spontaneamente a decadimento radioattivo, in modalità differenti a seconda del caso. Se sottoposti ad un fascio di particelle ad elevata energia (generalmente oltre i 100 MeV), materiali contenenti

nuclidi stabili possono trasformarsi in radionuclidi. Questo processo prende il nome di “attivazione” ed è responsabile della formazione di *radioattività indotta* nel materiale investito dal fascio. La quantità e il tipo di radionuclidi prodotti dipende principalmente dal flusso, dall’energia e dal tipo delle particelle incidenti, oltre che dalla natura del materiale colpito.

#### 1.4 Attività di una sorgente

Poiché i decadimenti radioattivi possono essere complessi, viene indicata l’intensità di una sorgente radioattiva non attraverso il numero delle particelle emesse, ma attraverso il numero di disintegrazioni per unità di tempo. Questa quantità viene chiamata *attività* (A) e definita come segue:

$$A = \frac{dN}{dt} \quad [3]$$

dove dN rappresenta appunto le disintegrazioni spontanee che avvengono in una sorgente nell’intervallo di tempo dt.

L’unità di misura dell’attività è il Becquerel (Bq):  $1 \text{ Bq} = \text{s}^{-1}$ .

L’attività di una sostanza radioattiva decade nel tempo secondo una legge di tipo esponenziale:

$$A(t) = A_0 \cdot e^{-\lambda t} \quad [3]$$

dove  $\lambda$  è la *costante di decadimento*, che è caratteristica di ogni nuclide radioattivo (o radionuclide) e rappresenta il numero di nuclei radioattivi N che decadono nell’unità di tempo nell’intorno dell’istante t.

Oltre alla costante di decadimento, è importante conoscere altre due costanti molto utilizzate: la vita media ( $\tau$ ) e il tempo di dimezzamento ( $T_{1/2}$ ). La prima corrisponde all’intervallo di tempo in cui l’attività di un radionuclide rispetto al suo valore iniziale si riduce di un fattore e, mentre nel secondo caso si riduce di un fattore 2. In entrambi i casi, come per  $\lambda$ , il valore è caratteristico del radionuclide considerato.

Ai fini radioprotezionistici, tuttavia, risulta di maggiore interesse avere informazioni sulla concentrazione di radioattività, che possono essere ottenute a partire dall’*attività*

*specifica*  $A_s$ . Questa grandezza, espressa in  $\text{Bq} \cdot \text{g}^{-1}$ , rappresenta il numero di disintegrazioni per unità di tempo che avvengono per unità di massa:

$$A_s = \frac{\ln 2}{T_{1/2}} \cdot \frac{N_A}{M_A} \quad [3]$$

È possibile fare due osservazioni importanti:

- *l'attività specifica dipende dal tipo di materiale radioattivo;*
- *a parità di attività iniziale, la sorgente costituita dal radionuclide a tempo di dimezzamento più breve, "concentrerà" l'emissione in un tempo minore.*

## 2. I rivelatori di particelle

Il principio di funzionamento di tutti i rivelatori di particelle riguarda il trasferimento di tutta o una parte di energia della radiazione alla massa del rivelatore.

Ad oggi, i rivelatori forniscono una risposta di tipo elettronico, ovvero l'informazione viene trasferita in impulsi elettrici. Ciò permette ad alcuni rivelatori di fornire una risposta proporzionale all'energia rilasciata dalla radiazione, il che è utile per la spettroscopia poiché ogni nuclide decade emettendo una certa energia caratteristica.

Fondamentalmente, ogni rivelatore ha un "volume sensibile", anche detto *parte attiva*, dove avvengono le interazioni radiazione-rivelatore e quindi generati gli impulsi elettrici. Raccogliendo un grande numero di tali impulsi è possibile osservare che le loro ampiezze non sono tutte uguali, a causa della differente energia di radiazione oppure della fluttuazione della risposta intrinseca del rivelatore alla radiazione monoenergetica.

Ai fini della spettroscopia, viene accoppiata allo strumento una *memoria multicanale*, che consente di distribuire le risposte del rivelatore secondo l'ampiezza e quindi per energia. Dal momento che l'interazione delle particelle con la materia coinvolge processi di tipo stocastico, la risposta ad una radiazione monocromatica avrà una distribuzione gaussiana. Un esempio di tale distribuzione è raffigurato in Figura 2.1, dove in ascissa si trova il valore dell'ampiezza per ogni impulso registrato (H) e in ordinata la distribuzione del numero di impulsi registrati rispetto ad un determinato valore di ampiezza (dN/dH).

Sebbene non sia un elenco esaustivo, di seguito sono riportate le principali caratteristiche che contraddistinguono un rivelatore:

- *Risoluzione energetica;*
- *Efficienza;*
- *Tempo morto.*

## 2.1 Caratteristiche dei rivelatori

### 2.1.1 Risoluzione energetica

La risoluzione energetica rappresenta la capacità di un rivelatore di distinguere valori di energia prossimi tra loro. La risoluzione è espressa dalla larghezza a metà altezza FWHM (Full Width at Half Maximum) del picco di radiazione monoenergetica.

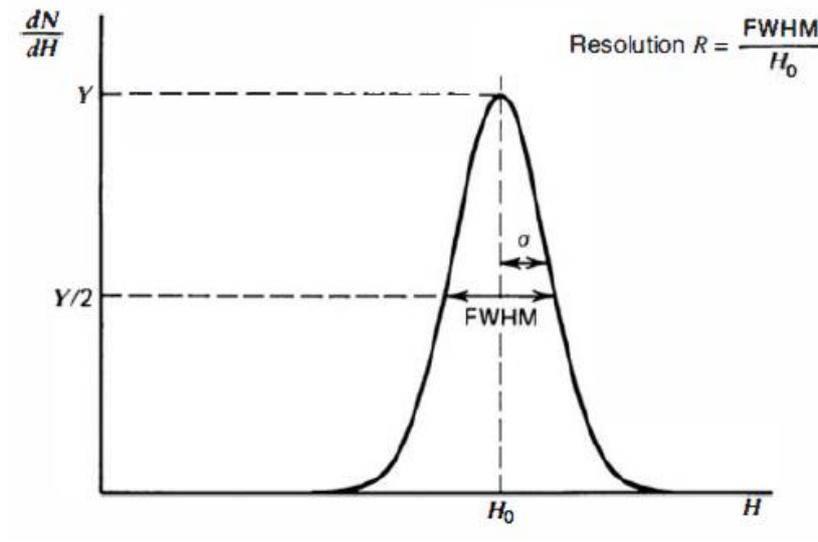


Fig. 2.1: Definizione della risoluzione energetica [4]

### 2.1.2 Efficienza

Si distinguono due classi di efficienza di conteggio delle particelle: l'efficienza totale e l'efficienza intrinseca.

L'efficienza totale è definita come:

$$\epsilon_{\text{tot}} = \frac{\text{Numero di impulsi registrati}}{\text{Numero di particelle emesse dalla sorgente}} \quad [4]$$

e non dipende solo dalle proprietà del rivelatore, ma anche dalla geometria rivelatore-sorgente, in particolar modo dalla distanza della sorgente dallo strumento.

L'efficienza intrinseca, invece, è definita come:

$$\epsilon_{\text{int}} = \frac{\text{Numero di impulsi registrati}}{\text{Numero di particelle incidenti nel rivelatore}} \quad [4]$$

L'efficienza intrinseca dipende principalmente dal materiale del rivelatore, dall'energia della radiazione e dallo spessore del rivelatore nella direzione di incidenza della radiazione.

Queste due grandezze sono legate dalla relazione  $\varepsilon_{\text{int}} = \varepsilon_{\text{tot}} \cdot \frac{4\pi}{\Omega}$  [4] dove  $\Omega$  rappresenta l'angolo solido<sup>2</sup> del rivelatore rispetto alla posizione della sorgente.

### 2.1.3 Tempo morto

La registrazione di un evento richiede un certo tempo nel quale il rivelatore rimane insensibile. Questo lasso di tempo si chiama “tempo morto”. Se l'evento successivo non dista temporalmente più del tempo morto non viene registrato.

## 2.2 Rivelatori a semiconduttori

Per condurre il presente studio è stato utilizzato un particolare tipo di rivelatore, la cui modalità di funzionamento è basata sulle proprietà dei semiconduttori.

Nel modello che descrive la struttura elettronica di un solido sono previsti diversi intervalli energetici, chiamati *bande*. In particolare, si parla di *banda di valenza* per indicare l'ultima banda riempita dagli elettroni e di *banda di conduzione* per la prima banda “rimasta vuota”. A seconda della distribuzione delle proprie bande energetiche, un materiale può distinguersi in tre categorie: metalli, isolanti e semiconduttori (Fig. 2.2).

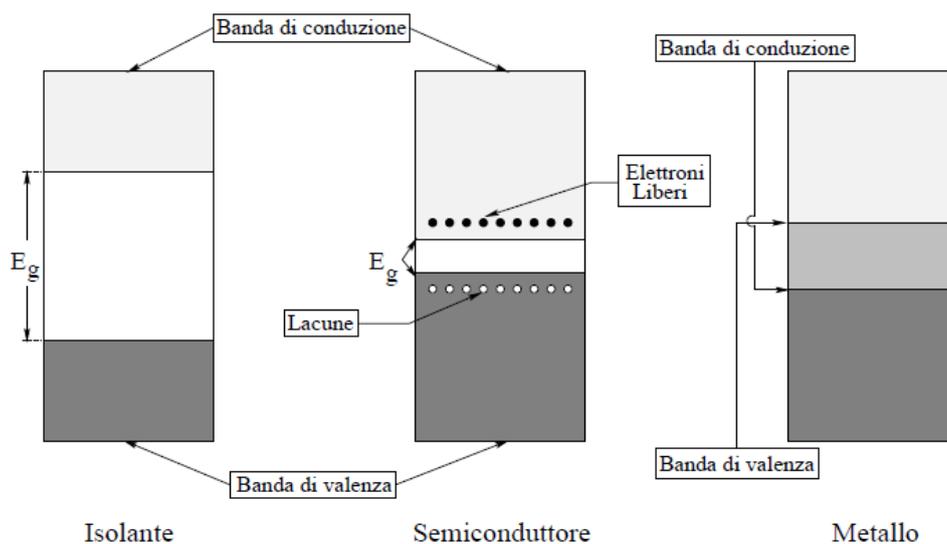


Fig. 2.2: Struttura a bande in materiali isolanti, semiconduttori e metalli [5]

Nei metalli la banda di conduzione e la banda di valenza sono sovrapposte ed infatti ci sono elettroni liberi che possono partecipare alla conduzione elettrica. Ciò detto, i metalli sono conduttori.

Negli altri casi, invece, la banda di valenza e quella di conduzione sono separate da un ulteriore intervallo, chiamato *banda proibita* (band gap), dove non esistono livelli energetici consentiti agli elettroni. Mentre nei materiali isolanti il gap tra le due bande vale 5 eV o più, per i semiconduttori il gap risulta essere dell'ordine dell'eV tanto che, in quest'ultimo caso, anche l'energia termica ambientale è sufficiente a portare un elettrone dalla banda di valenza a quella di conduzione.

Nei materiali semiconduttori puri, il numero di elettroni liberi che si spostano nella banda di conduzione, a causa dell'energia termica ambientale, è lo stesso del numero di spazi liberi, detti *lacune*, che lasciano nella banda di valenza. In questo caso, si parla di *semiconduttori intrinseci*.

In generale, l'equilibrio tra il numero di elettroni liberi e lacune è di particolare importanza perché influisce sulla conducibilità elettrica del materiale.

Semiconduttori totalmente puri, però, non possono essere ottenuti, seppure nei rivelatori rappresenterebbero la soluzione ottimale in termini di risoluzione energetica.

Le impurità, in ogni caso, possono essere immesse nel materiale anche intenzionalmente (*drogaggio*) per ottenere semiconduttori con caratteristiche elettroniche desiderate. I donatori sono i droganti che creano un eccesso di elettroni di valenza ed il materiale, in cui si genera una predominanza di elettroni mobili, si chiama *semiconduttore di tipo n*. A differenza dei donatori, gli accettori sono droganti che comportano un eccesso di lacune e il semiconduttore che li contiene viene chiamato *semiconduttore di tipo p*.

I cristalli di silicio e germanio sono i semiconduttori più diffusi tra i rivelatori di raggi gamma.

Come precedentemente detto, non ci possono essere semiconduttori totalmente puri, ma grazie ai progressi tecnologici ora è possibile ottenere cristalli di dimensioni

maggiori e ad elevata purezza. Per questo studio è stato utilizzato un rivelatore al germanio chiamato HPGe, High Purity Germanium.

Al fine di comprendere il principio sfruttato da questa tipologia di rivelatori, è necessario fare riferimento alla giunzione p-n, ovvero all'accostamento di un semiconduttore di tipo n e uno di tipo p. Se due semiconduttori di diverso tipo vengono in contatto, si genera la migrazione spontanea di elettroni dalla zona p alla zona n, viceversa per le lacune. A livello della giunzione p-n, dunque, si forma una regione detta *zona di svuotamento*.

Per quanto riguarda i rivelatori, questa zona di cambiamento di potenziale è libera e rappresenta la zona in cui avvengono le interazioni radiazione-materia o, come anticipato nel precedente paragrafo, la parte attiva. La radiazione, che giunge alla zona di svuotamento, dunque, interagisce con il materiale e cede tutta o parte della sua energia allo stesso: vengono prodotte coppie elettrone-lacuna, successivamente raccolte dal campo elettrico prodotto dalla polarizzazione inversa a cui è sottoposto. Il rivelatore è così in grado di “vedere” la radiazione ionizzante.

Nella figura sottostante (*Fig. 2.3*), è possibile osservare la struttura di un rivelatore HPGe.

Il cristallo di germanio viene addizionato con impurità accettanti e viene creato, su una faccia, uno strato n per poi essere applicata una differenza di potenziale. Per ottenere una zona sensibile, infatti, è necessario realizzare una giunzione p-n ed è il motivo per cui, pur essendo ad elevata purezza, viene effettuato il drogaggio del cristallo di germanio.

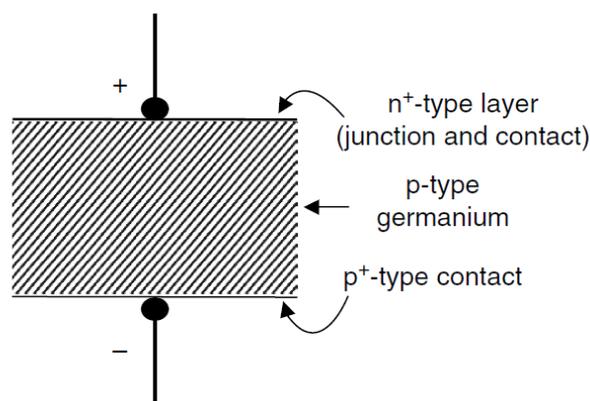


Fig. 2.3: Struttura di un rivelatore al germanio [6]

### 3. Esposizione alle radiazioni ionizzanti ed effetti

Come si vedrà più avanti nello specifico, in Italia, la protezione contro i pericoli derivanti dall'esposizione a tale agente è normata dal Decreto Legislativo 101/2020. In questo decreto, vi sono diverse definizioni che riguardano le sorgenti, tra cui:

- «*sorgente di radiazione ionizzante*»: qualsiasi fonte che può provocare un'esposizione, attraverso l'emissione di radiazioni ionizzanti o la presenza di materiali radioattivi;
- «*sorgente radioattiva*»: una sorgente di radiazioni che incorpora sostanze radioattive con lo scopo di utilizzare la sua radioattività;
- «*sorgente sigillata*»: una sorgente radioattiva in cui il materiale radioattivo è sigillato in permanenza in una capsula o incorporato in un corpo solido con l'obiettivo di prevenire, in normali condizioni di uso, qualsiasi dispersione di sostanze radioattive, secondo quanto stabilito dalle norme di buona tecnica applicabili.

Una qualsiasi sorgente che non corrisponde alla definizione di sorgente sigillata prende il nome di *sorgente non sigillata*.

L'esposizione a radiazioni ionizzanti può avvenire in due modi: per *irradiazione interna* e per *irradiazione esterna*.

Se una sorgente si trova all'interno del corpo, si parla di *irradiazione interna*. In questo caso, a seconda delle caratteristiche chimico-fisiche, il radionuclide introdotto nell'organismo, determinante la *contaminazione interna*, si fisserà ad un particolare tessuto/organo ed avrà, oltre al tempo di dimezzamento fisico, un certo *tempo di emivita biologico*<sup>3</sup>.

Le cause dell'introduzione di materiale contaminato nell'organismo possono essere: l'ingestione di cibi o bevande contaminate, l'inalazione di aria contaminata (attraverso la respirazione), il contatto con ferite cutanee, l'assorbimento transcutaneo.

Un esempio di attività che può comportare una contaminazione interna è la manipolazione di sorgenti non sigillate. In aggiunta alle procedure operative previste, per poter svolgere questa attività e ridurre il rischio di contaminazione interna è necessario attuare misure protettive adeguate. Va considerato, inoltre, che la

contaminazione della matrice ambientale può anch'essa determinare una contaminazione interna della popolazione o di lavoratori.

Se, invece, la sorgente di radiazione è esterna al corpo, si parla di *irradiazione esterna*. In tal caso, per ridurre l'esposizione si provvederà all'aumento della distanza tra la sorgente e la persona esposta, alla diminuzione del tempo di esposizione e all'adozione di schermature adeguate.

Volendo concentrarsi al caso dell'irradiazione esterna, in generale, una delle caratteristiche delle radiazioni ionizzanti da prendere in considerazione è la capacità di penetrazione nella materia. A seconda dell'energia, che si tratti di particelle alfa, particelle beta o raggi gamma, e dal materiale incidente, la radiazione potrà risultare più o meno penetrante nel mezzo attraversato (*Fig. 3.1*).

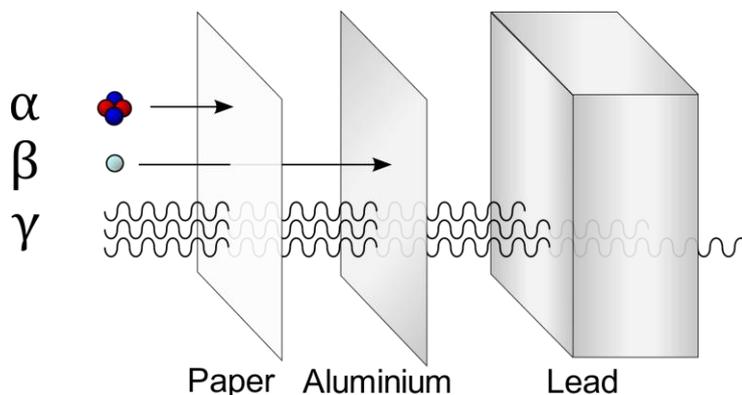


Fig. 3.1: Esempi di materiali che, a seconda dell'energia e dal tipo di radiazione, “fermano” la radiazione incidente[7]

Come si può notare in Fig. 2.1, a fermare le particelle alfa è sufficiente un foglio di carta. Nonostante ciò, se nel caso dell'irradiazione esterna l'esposizione si può considerare praticamente irrilevante, nel caso della contaminazione interna l'esposizione a particelle alfa è un rischio potenzialmente grave da gestire e, dunque, da non sottovalutare.

La cessione di energia nel tessuto vivente, da parte della radiazione ionizzante, avviene attraverso gli stessi fenomeni fisici di assorbimento energetico del materiale inorganico, seppure a livello atomico e molecolare. Nel tessuto biologico, i processi di ionizzazione, diretti o indiretti, possono provocare effetti biologici importanti.

### 3.1 Le grandezze dosimetriche

Nella radioprotezione, le grandezze dosimetriche sono utilizzate per quantificare la radiazione ricevuta, o *dose*, da un individuo a causa dell'esposizione alle radiazioni ionizzanti. Queste grandezze permettono di valutare il potenziale rischio per la salute umana e determinare se i limiti di dose stabiliti, quali misure protettive, vengono rispettati.

Tra le principali grandezze dosimetriche vi sono:

- Dose assorbita;
- Dose equivalente;
- Dose efficace.

#### 3.1.1 Dose assorbita

La dose assorbita ( $D$ ) è una grandezza dosimetrica usata per qualsiasi tipo di radiazione e sta ad indicare l'energia media ceduta per unità di massa:

$$D = \frac{d\bar{\epsilon}}{dm} \quad [8]$$

L'unità di misura per il Sistema Internazionale è il  $J \cdot Kg^{-1}$  e prende il nome di gray (Gy).

#### 3.1.2 Dose equivalente

Poiché radiazioni diverse hanno un peso diverso per quanto riguarda il danno biologico, viene definita la dose equivalente ( $H_T$ ) come:

$$H_T = \sum_R w_R \cdot D_{T,R} \quad [8]$$

dove  $w_R$  è il fattore di ponderazione della radiazione, i cui valori sono tabellati dall'ICRP 103 (*Fig.3.2*). In questo caso, la dose esprime la capacità di ogni radiazione  $R$  di cedere energia ad un particolare tessuto  $T$ , poiché ciascun  $R$  è in grado di impartire un potenziale danno biologico diverso. Il  $J \cdot Kg^{-1}$  è l'unità di misura utilizzata e prende il nome di sievert (Sv).

Tipo di radiazione	Fattore di ponderazione della radiazione, $w_R$
Fotoni	1
Elettroni <sup>a</sup> e muoni	1
Protoni e pioni carichi	2
Particelle alfa, frammenti di fissione, ioni pesanti	20
Neutroni	Funzione continua dell'energia del neutrone (vedi Fig. 1 e Eq. 4.3)

Fig. 3.2: Fattori di ponderazione per le radiazioni raccomandati [8]

### 3.1.3 Dose efficace

Nel caso della dose efficace ( $E$ ) si ha:

$$E = \sum_T w_T \cdot H_T \quad [8]$$

dove  $w_T$  è il fattore di ponderazione per i tessuti  $T$ , i cui valori sono tabellati nell'ICRP 103 (Fig. 3.3), che tiene conto sia di quanto la radiazione è penetrante nel tessuto sia la profondità a cui si trova lo stesso. Il valore di  $w_T$  è normalizzato a 1.

Tessuto	$w_T$	$\sum w_T$
Midollo osseo (rosso), Colon, Polmone, Stomaco Seno, Tessuti rimamenti *	0,12	0,72
Gonadi	0,08	0,08
Vescica, esofago, fegato, tiroide	0,04	0,16
Superficie dell'osso, cervello, ghiandole salivari, pelle	0,01	0,04
	Totale	1,00

Fig. 3.3: Fattori di ponderazione per i tessuti [8]

### 3.1.4 Altre grandezze

- $LD_{50}$ : Dose letale per il 50% dei soggetti esposti.

### 3.2 Effetti

In generale, le radiazioni ionizzanti, attraverso i processi di ionizzazione, possono indurre reazioni chimiche che provocano danni biologici.

A livello cellulare, gli effetti da radiazioni ionizzanti possono essere causati per azione diretta sulle molecole oppure per azione indiretta sulle stesse, ma attraverso i prodotti della radiolisi dell'acqua (i radicali liberi).

Le lesioni cellulari da radiazioni ionizzanti possono riguardare qualunque molecola, ma le lesioni più rilevanti sono quelle che si hanno nel nucleo, poiché possono riguardare molecole legate ai processi di replicazione e traduzione del DNA. In particolare, il DNA cromosomico risulta essere il principale bersaglio per gli effetti biologici. I tipi di danni che il DNA può subire sono:

- singola e doppia rottura della catena;
- formazione di ponti intramolecolari con conseguente inibizione della duplicazione;
- modifica strutturale delle basi azotate (mutazioni).

Nonostante tutte le cellule possiedano meccanismi di riparazione del DNA, è possibile che il filamento danneggiato non venga correttamente riparato. In alcuni casi, infatti, avviene la morte cellulare, la morte riproduttiva oppure viene mantenuta la mutazione a causa della riparazione imperfetta del danno.

Le cellule più sensibili alle radiazioni, o radiosensibili, sono generalmente quelle scarsamente differenziate, ad elevato potenziale di proliferazione e appartenenti a tessuti soggetti a rinnovamento rapido, perché si dividono con maggiore frequenza.

A livello tissutale, quindi, i tessuti maggiormente radiosensibili sono, ad esempio, il midollo osseo, l'intestino e la pelle.

I danni da radiazioni ionizzanti, inoltre, vengono distinti in *somatici*, che riguardano il soggetto esposto, e *genetici*, che riguardano la prole del soggetto esposto. In più, si distinguono:

- danni somatici deterministici;
- danni somatici stocastici;
- danni genetici stocastici.

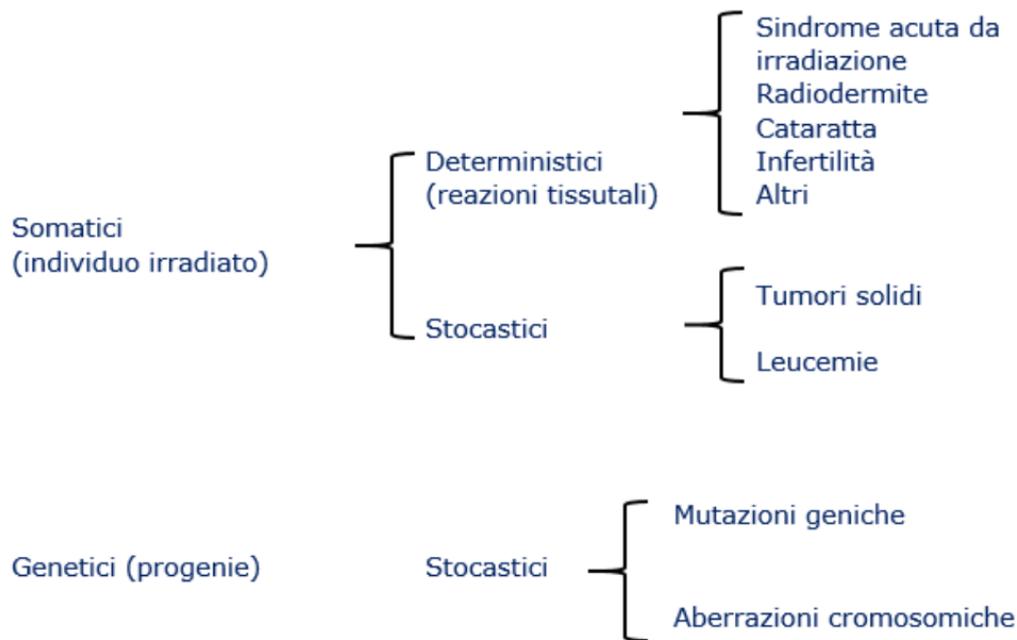


Fig. 3.4: Schema danni da radiazioni [9]

Inoltre, le reazioni tissutali possono essere:

- *precoci*, se insorgono nel giro di pochi giorni o settimane;
- *tardive*, se insorgono dopo mesi o anni dall'esposizione, come nel caso di danni genetici.

In ogni caso, come indicato dall'ICRP, non vi è tessuto che riporti danni funzionali clinicamente rilevanti per valori di dose assorbita fino a circa 100 mGy [8], sia che si tratti di esposizioni acute (intense e concentrate nel tempo) sia croniche (basse e distribuite nel lungo periodo).

### 3.2.1 Effetti deterministici

I danni di tipo deterministico sono caratterizzati dalla presenza di una dose-soglia e dal fatto che all'aumentare della dose si ha un incremento della gravità dell'effetto. Da notare inoltre che, a parità di quantità di radiazione ionizzante ricevuta, viene riscontrata una diversa gravità di risposta in base alla tipologia di tessuto/organo considerato. Risulta, dunque, possibile stabilire un valore soglia della dose, oltre il quale un certo danno si manifesta. In questo caso, l'effetto riscontrato può essere legato all'esposizione a dosi acute di radiazione, ovvero a dosi elevate e limitate entro un ristretto intervallo di tempo o al cumulativo di dosi ricevute in un arco temporale più lungo, anche pari alla vita lavorativa di un soggetto.

Di seguito è riportata una tabella contenente la stima dei valori minimi necessari per manifestare un effetto biologico nei tessuti più radiosensibili, a seguito di irradiazione esterna.

Tabella A.3.1. Stime delle soglie per effetti tissutali su testicoli, ovaie, cristallino, e midollo osseo in individui umani adulti (da ICRP 1984, pubblicazione 41<sup>1</sup>).

Tessuto ed effetto	Soglia		
	Dose totale ricevuta in una singola esposizione acuta (Gy)	Dose totale ricevuta in esposizioni fortemente frazionate o protrate nel tempo (Gy)	Rateo di dose annua se ricevuta annualmente in esposizioni fortemente frazionate o croniche per molti anni (Gy anno <sup>-1</sup> )
Testicoli			
Sterilità temporanea	0,15	NA <sup>2</sup>	0,4
Sterilità permanente	3,5 – 6 <sup>3</sup>	NA	2,0
Ovaie			
Sterilità	2,5 - 6	6,0	> 0,2
Cristallino			
Opacità visibili	0,5 – 2,0 <sup>4</sup>	5	> 0,1
Riduzione del visus (cataratta)	5,0 <sup>5</sup>	> 8	> 0,15
Midollo osseo			
Depressione dell'ematopoiesi	0,5	NA	> 0,4

Si veda la tabella A.3.4 e la sezione A.3.1.7 per il riesame delle valutazioni.

<sup>1</sup> Per approfondimenti si veda la *Pubblicazione 41* (ICRP 1984).

<sup>2</sup> NA significa non applicabile, poiché la soglia dipende più dal rateo di dose che dalla dose totale.

<sup>3</sup> Si veda UNSCEAR (1988).

<sup>4</sup> Si veda inoltre Otake e Schull (1990).

<sup>5</sup> Soglia nell'intervallo tra 2–10 Sv (NCRP 1989) nel caso di irradiazione acuta.

Fig. 3.5: Stima delle soglie per alcuni effetti tissutali [8]

### 3.2.2 Effetti stocastici

I danni stocastici sono di natura probabilistica, quindi non è possibile individuare un valore soglia di dose al di sotto del quale vi sia certezza di assenza del danno. La probabilità di insorgenza del danno, inoltre, aumenta all'aumentare della dose di esposizione, ma senza certezza che tale danno si manifesti.

Nel caso in cui un individuo sia esposto a radiazioni ionizzanti, gli effetti stocastici riscontrabili possono essere sia somatici sia genetici. I danni somatici di questo tipo sono tumori solidi e leucemie, mentre i danni genetici che si possono riscontrare nella progenie sono mutazioni genetiche o aberrazioni cromosomiche.

Gli effetti stocastici si manifestano a distanza di anni dall'esposizione e, poiché possono colpire individui non esposti, alle basse dosi non è possibile stabilire se la loro comparsa sia associata all'esposizione a radiazioni ionizzanti.

### 3.2.3 Relazione dose-effetto

Come anticipato nella sezione precedente, nel caso di esposizioni a basse dosi non è possibile determinare se il danno manifestato sia legato all'esposizione stessa, poiché si può verificare spontaneamente anche negli individui non esposti.

Il modello adottato dall'ICRP per descrivere la relazione dose-effetto delle radiazioni ionizzanti si chiama "Linear No-Threshold" model (LNT), ovvero "modello lineare senza soglia". Mentre per le alte dosi abbiamo solide evidenze scientifiche, derivanti principalmente dagli studi condotti sui sopravvissuti alle bombe atomiche di Hiroshima e Nagasaki, per le basse dosi, invece, siamo in un'area in cui sono stati ipotizzati diversi modelli, perché i dati scientifici a disposizione non sono conclusivi.

Nonostante sia ancora aperto il dibattito scientifico in merito all'appropriatezza dell'adozione di questo modello, si ritiene tuttavia utile la sua adozione in ambito radioprotezionistico ai soli fini cautelativi.

Di seguito è possibile osservare l'andamento della relazione dose-effetto alle basse dosi dei diversi modelli messi a confronto (*Fig. 3.6*).

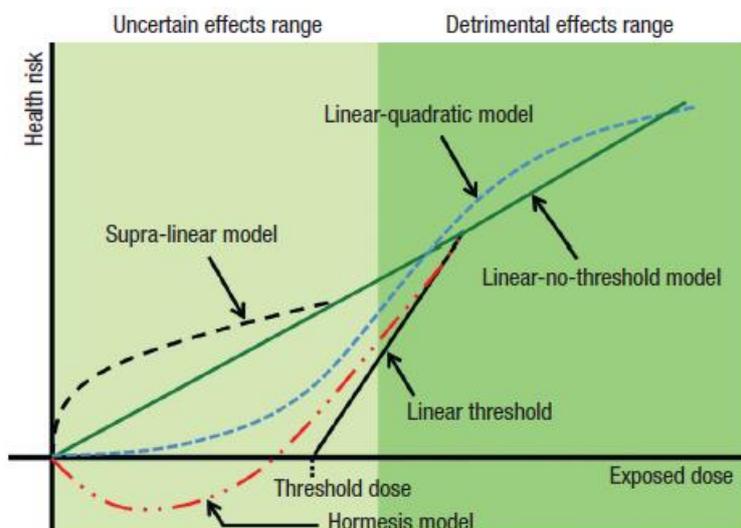


Fig. 3.6: Grafico con diversi modelli che descrivono la relazione dose-effetto [10]

## 4. Radioprotezione

### 4.1 Legislazione e principi della radioprotezione

La Radioprotezione è la disciplina che si occupa della protezione dell'uomo dal rischio di esposizione alle radiazioni ionizzanti. Per questo motivo, la radioprotezione interessa anche il campo della contaminazione della matrice ambientale derivante da pratiche<sup>2</sup> radiologiche, poiché tale contaminazione si può tradurre in un rischio di esposizione a radiazioni ionizzanti per la popolazione ed i lavoratori. Le conoscenze richieste nell'ambito della radioprotezione riguardano, dunque, sia la fisica, sia la chimica, la biologia e, in parte, la medicina, nonché la legislazione di riferimento in materia. In particolare, quest'ultima fa riferimento all'ICRP.

L'ICRP (International Commission on Radiological Protection) è un'organizzazione scientifica internazionale non governativa che si occupa della protezione dagli effetti dannosi delle radiazioni ionizzanti sull'uomo, sugli animali e sull'ambiente. Sulla base delle raccomandazioni fornite dall'ICRP, la Comunità Europea dell'Energia Atomica (CEEA o Euratom), che ne riconosce l'autorevolezza, emana direttive che ogni Stato Membro è chiamato a recepire con normative nazionali.

In Italia, la normativa nazionale di riferimento per la protezione rispetto ai pericoli derivanti dalle radiazioni ionizzanti è il Decreto Legislativo 31 luglio 2020, n.101, recepimento della Direttiva 2013/59/Euratom e attuazione dell'articolo 20, comma 1, lettera a), della legge 4 ottobre 2019, n. 117.

Alla base del sistema di radioprotezione, si trovano tre principi fondamentali: il principio di giustificazione, di ottimizzazione e di limitazione della dose.

Ogni soggetto che abbia l'intenzione di intraprendere una *pratica*<sup>4</sup>, deve rispettare i principi della radioprotezione espressi nella legislazione.

Secondo il principio di giustificazione, l'impiego di radiazioni ionizzanti dev'essere motivato dal fatto che il beneficio ottenibile sia maggiore rispetto agli svantaggi che potrebbero insorgere a causa delle occasioni di esposizione.

Il principio di ottimizzazione, anche detto ALARA (As Low As Reasonably Achievable), invece, prevede che si riducano al minimo ragionevolmente ottenibile le dosi, la probabilità di esposizione e il numero di individui esposti, tenendo conto delle conoscenze tecniche e dei fattori economici e sociali.

Per quanto riguarda il principio di limitazione della dose, la somma delle dosi cui un individuo può essere esposto non può superare i valori limite fissati dalla legislazione.

#### **4.2 Esposizione dei lavoratori**

Le radiazioni ionizzanti rappresentano un agente fisico di estremo interesse in ambito di salute e sicurezza nei luoghi di lavoro.

Innanzitutto, va chiarito che nel D.Lgs. 101/2020, al comma 1 dell'articolo 107, “per lavoratore si intende quello di cui all'articolo 2, comma 1, lettera a), del decreto legislativo 9 aprile 2008, n. 81”, ovvero “persona che, indipendentemente dalla tipologia contrattuale, svolge un'attività lavorativa nell'ambito dell'organizzazione di un datore di lavoro pubblico o privato, con o senza retribuzione, anche al solo fine di apprendere un mestiere, un'arte o una professione, esclusi gli addetti ai servizi domestici e familiari. [...]”.

Da ricordare che quando si tratta di radiazioni ionizzanti si fa sempre riferimento al D.Lgs. 101/2020, seppur non comprenda esclusivamente il contesto lavorativo.

In materia di radioprotezione, relativi obblighi sono detenuti dal datore di lavoro, dai dirigenti, dai preposti, all'articolo 109, e dai lavoratori, all'articolo 118. Inoltre, il decreto legislativo 101/2020 prevede un'adeguata informazione e formazione sulla radioprotezione di tutti questi soggetti (all'art. 110 per dirigenti e preposti e all'art. 111 per i lavoratori), con periodicità almeno quinquennale.

Con il D.Lgs. 101/2020, vengono introdotte le figure dell'*Esperto di Radioprotezione* ed il *Medico Autorizzato*, che supportano il Datore di lavoro, da cui vengono direttamente nominate (art.108), con relative attribuzioni.

<b>Art. 108, comma 1 - Obblighi del datore di lavoro non delegabili</b>
I datori di lavoro per i quali trovano applicazione le disposizioni del presente decreto non possono delegare le seguenti attività:
a) valutazione preventiva di cui all'articolo 109;
b) nomina dell'esperto di radioprotezione;
c) nomina del medico autorizzato.

In generale, in capo all'Esperto di Radioprotezione è affidata la *sorveglianza fisica*<sup>5</sup>, mentre al Medico Autorizzato la *sorveglianza sanitaria*<sup>6</sup>.

### Sorveglianza fisica

In primo luogo, di particolare importanza è la valutazione di radioprotezione effettuata dall'Esperto di Radioprotezione, poiché è la base per delineare i provvedimenti e le misure con lo scopo di garantire la protezione sanitaria delle persone interessate.

Effettuata la valutazione, l'Esperto di Radioprotezione redige e firma una relazione che, prima dell'inizio della pratica, deve essere acquisita e sottoscritta dal datore di lavoro e contiene:

- a) “la descrizione della natura e la valutazione dell'entità dell'esposizione anche al fine della classificazione di radioprotezione dei lavoratori, nonché la valutazione dell'impatto radiologico sugli individui della popolazione a seguito dell'esercizio della pratica;
- b) le indicazioni di radioprotezione incluse quelle necessarie a ridurre le esposizioni dei lavoratori in tutte le condizioni di lavoro e degli individui della popolazione conformemente al principio di ottimizzazione.” (*art. 109, co. 2, D.Lgs. 101/2020*)

La relazione di radioprotezione, che deve essere mantenuta aggiornata dall'Esperto di Radioprotezione, costituisce la valutazione del rischio di cui all'articolo 28, lett. a), del D.Lgs. 81/2008 per il rischio di esposizione a radiazioni ionizzanti e deve avere data certa.

Come indicato nell'articolo 125, la sorveglianza fisica deve essere effettuata quando le attività svolte comportano la classificazione dei lavoratori e degli ambienti di lavoro (articolo 133).

Un lavoratore si definisce “lavoratore esposto” se durante lo svolgimento delle sue attività lavorative è suscettibile di superare uno o più dei seguenti limiti (art.133, co.1):

<b>Dose efficace</b>	1 mSv / anno solare
----------------------	---------------------

<b>Dose equivalente per il cristallino</b>	15 mSv / anno solare
<b>Dose equivalente per la pelle</b> (calcolato in media su 1 cm <sup>2</sup> qualsiasi di pelle, indipendentemente dalla superficie esposta)	50 mSv / anno solare
<b>Dose equivalente per le estremità</b>	50 mSv / anno solare

Gli individui professionalmente esposti sono ulteriormente suddivisi in due categorie in base alla suscettibilità di superamento dei seguenti valori di dose efficace:

- lavoratori esposti di Categoria B: *> 1 mSv/anno ma non più di 6 mSv/anno;*
- lavoratori esposti di Categoria A: *> 6 mSv/anno ma non più di 20 mSv/anno.*

Entrambe le categorie vengono monitorate attraverso i sistemi di dosimetria personale.

Per quanto riguarda gli ambienti di lavoro, se in essi sussiste il rischio di superamento dei limiti di esposizione per la popolazione, vengono distinti in aree classificabili come zona controllata o zona sorvegliata sulla base delle valutazioni dell'Esperto di Radioprotezione ai sensi dell'Allegato XXII nonché per quanto previsto all'articolo 133 già citato. In tali aree viene effettuato il monitoraggio ambientale.

In ultimo, la documentazione della sorveglianza fisica (art. 132) è costituita dalla scheda personale dosimetrica, in cui sono annotate le dosi individuali ricevute nelle occasioni di esposizione, e dal registro.

### *Sorveglianza sanitaria*

La sorveglianza sanitaria dei lavoratori esposti si basa sugli stessi principi della sorveglianza sanitaria nei lavoratori non professionalmente esposti a radiazioni ionizzanti e, dunque, prevede che il lavoratore si sottoponga, prima di svolgere l'attività che lo porterà all'esposizione a radiazioni ionizzanti, ad una visita preventiva da parte del Medico Autorizzato affinché valuti l'idoneità alla mansione specifica. In aggiunta, il lavoratore viene sottoposto alle visite periodiche (art. 136, D.Lgs. 101/2020), almeno una volta ogni dodici mesi e ogniqualvolta i rischi professionali variano, ed in particolar modo se dovessero aumentare. Per i lavoratori esposti di

categoria A, la visita periodica deve essere effettuata ogni sei mesi. Sono previste, inoltre, eventuali visite mediche “straordinarie” (art. 136, D.Lgs. 101/2020), su richiesta del lavoratore se il Medico Autorizzato giudica pertinente la motivazione della stessa, “eccezionali” (art. 141, D.Lgs. 101/2020), se vi è stata un’esposizione con superamento dei limiti di dose, e la visita al “termine del rapporto di lavoro” (art. 136, co. 7, D.Lgs. 101/2020), per valutare se esitano condizioni di salute meritorie di un monitoraggio a valle del termine dell’esposizione a radiazioni ionizzanti.

Se un lavoratore risulta “non idoneo”, o “temporaneamente non idoneo”, allo svolgimento di una mansione che lo esporrebbe a radiazioni ionizzanti, il datore di lavoro ha l’obbligo di allontanarlo immediatamente da quell’attività, fintanto che non riacquisti l’idoneità.

Come indicato all’articolo 140 del D.Lgs. 101/2020, il Medico Autorizzato ha il compito di istituire, aggiornare e conservare il *documento sanitario personale* (DOSP) di ogni lavoratore, che contenente: i dati anamnestici raccolti in occasione delle visite mediche, la mansione del lavoratore ed i relativi rischi associati, la dose ricevuta dal lavoratore in ogni successivo periodo di esposizione e la dose cumulativa sin lì ricevuta.

## 5. Elettra

Elettra Sincrotrone Trieste è un centro di ricerca di eccellenza aperto alla comunità scientifica internazionale.

Situato a Basovizza, una frazione del comune di Trieste, Elettra è un anello di accumulazione in cui gli elettroni sono accelerati ad un'energia che può raggiungere i 2,4 GeV, con lo scopo di generare luce di sincrotrone.

Le linee di luce di Elettra sono disposte sul perimetro esterno rispetto all'anello di accumulazione (*Fig. 5.1*) ricevendo da esso radiazione luminosa che, a seconda delle finalità di ricerca da soddisfare, può essere più o meno energetica.

La luce di sincrotrone, infatti, ha diverse applicazioni legate alla scienza dei materiali, alla biologia ed alla medicina.

# Elettra beamlines



Elettra Sincrotrone Trieste



source\*  
id = insertion Device (wiggler or undulator)  
bm = bending magnet

			source*	energy range (eV)
1.1	<b>TwinMic</b>	High resolution soft x-ray transmission and emission twin microscope	id	250 - 4200
1.2L	<b>Nanospectroscopy</b>	X-ray photoemission electron microscopy (XPEEM) and microprobe ARPES	id	25 - 1000
1.2R	<b>NanoESCA</b>	Imaging XPEEM spectroscopy, microprobe ARPES and XPS	id	25 - 1000
2.2L	<b>ESCA Microscopy</b>	Scanning photoelectron microscopy (SPEM)	id	400 - 1200
2.2R	<b>SuperESCA</b>	Fast and high energy resolution photoemission and x-ray absorption	id	90 - 1800
3.2L	<b>Spectromicroscopy</b>	Angle-resolved scanning photoemission microscopy	id	20-300
3.2R	<b>VUV-Photoemission</b>	Angle-resolved photoelectron spectroscopy (ARPES) in the VUV range	id	20-700
4.2	<b>CiPo</b>	Dichroic measurements on chiral systems	id	5 - 1000
5.2L	<b>XRD1</b>	X-Ray Diffraction 1	id	4000 - 21500
5.2R	<b>SAXS</b>	Small Angle X-ray Scattering	id	5400, 8000, and 16000
6.1L	<b>MSB</b>	Photoemission and x-ray absorption	bm	22-1000
6.1R	<b>SYRMEP</b>	Synchrotron Radiation for MEdical Physics	bm	9000 - 40000
6.2	<b>GasPhase</b>	Spectroscopy of atoms, molecules and clusters in the VUV and soft x-rays	id	13.6 - 1200
7.1R	<b>MCX</b>	Powder diffraction	bm	6000 - 22000
7.2	<b>ALOISA</b>	Advanced Line for Overlayer, Interface and Surface Analysis	id	130 - 1500
8.1L	<b>BEAR</b>	Bending magnet for Emission Absorption and Reflectivity	bm	2,7 - 1600
8.2	<b>BACH</b>	Beamline for Advanced diChroism	id	32 - 1650
9.1	<b>SISSI-Bio</b>	Synchrotron Infrared Source for Spectroscopy and Imaging - Chemical and Life Sciences	bm	0,001 - 2,5
9.1	<b>SISSI-Mat</b>	Synchrotron Infrared Source for Spectroscopy and Imaging - Materials Science	bm	0,001 - 2,5
9.2R	<b>APE-LE</b>	Advanced Photoelectric Effect experiments - Low Energy	id	10 - 100
9.2L	<b>APE-HE</b>	Advanced Photoelectric Effect experiments - High Energy	id	200 - 1600
10.1L	<b>XRF</b>	X-Ray Fluorescence	bm	700 - 1400
10.1R	<b>DXRL</b>	Deep X-Ray Lithography	bm	0 - 20000
10.2L	<b>IUVS</b>	Inelastic Ultra Violet Scattering	id	5 - 11
10.2R	<b>BaDElPh</b>	Low-energy angle-resolved photoelectron spectroscopy (ARPES)	id	5 - 40
11.1R	<b>XAFS</b>	X-Ray Absorption Fine Structure	bm	2400 - 25000
11.2C	<b>XRD2</b>	X-Ray Diffraction 2	id	8000 - 20000
11.2R	<b>Xpress</b>	High pressure X-ray diffraction	id	25000

Fig. 5.1: Linee di luce di Elettra (immagine proprietà di Elettra Sincrotrone)

## ***5.1 La radioattività indotta negli acceleratori ed Elettra***

In Elettra, come già anticipato, vengono accelerati elettroni fino a un'energia di 2,4 GeV, tuttavia, similmente a tutti gli acceleratori di particelle, l'impiego di un'energia così elevata pone diversi problemi radioprotezionistici per i lavoratori.

Il fascio di elettroni in sé costituisce una sorgente di radiazioni ionizzanti e lo stesso, interagendo con i componenti di cui è costituita la macchina, dà luogo ad una grande varietà di reazioni nucleari, con l'emissione di nuove particelle e la formazione di nuclidi radioattivi. I componenti della macchina divengono, dunque, radioattivi.

In generale, la radioattività indotta, generata negli acceleratori, dipende dall'intensità e dall'energia del fascio di particelle primario. A tal proposito, considerando che il fenomeno della produzione di isotopi radioattivi nei materiali riguarda soprattutto i punti in cui si localizzano le perdite di fascio, è possibile stimare quali saranno i componenti e i siti più suscettibili al fenomeno sopra citato. In Elettra, tali componenti sono individuabili in almeno tre tipi di dispositivi, da cui le linee di luce ricevono la radiazione:

- *Wigglers;*
- *Ondulatori;*
- *Magneti curvanti.*

Procederemo ora a descrivere sommariamente il componente dell'anello di Elettra, che è stato oggetto di interesse per lo studio del contenuto di radioattività indotta presentato in questo elaborato..

### ***5.1.1 Wiggler***

Come già anticipato, il wiggler (*Fig. 5.2 e Fig. 5.3*) è una delle tipologie di dispositivi da cui le linee di luce di Elettra ricevono radiazione e, per questo, anche uno dei componenti più suscettibili al fenomeno della radioattività indotta.

Un wiggler è costituito da diversi magneti disposti lungo la camera a vuoto, ovvero quel condotto percorso dagli elettroni accelerati. In questo modo, gli elettroni vengono forzati ad oscillare periodicamente attorno alla loro traiettoria, che altrimenti sarebbe

dritta. L'oscillazione degli elettroni provoca una perdita di energia sotto forma di un alto flusso di raggi X lungo la linea di luce.

I materiali di cui è principalmente costituito un wiggler sono tre: ferro, rame e acciaio inox 316L.



Fig. 5.2: Wiggler [11]

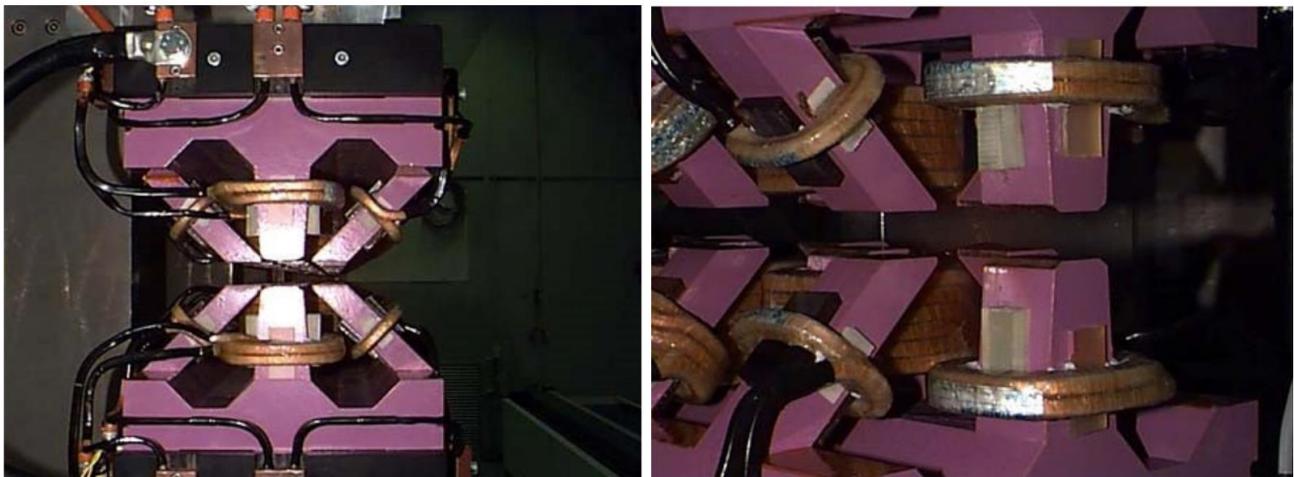


Fig. 5.3: Dettaglio dei magneti nel wiggler, al centro è stata rimossa la camera a vuoto in acciaio inox che si può osservare in Fig. 5.2 [11]

### *5.1.2 Radioattività indotta in Elettra e lavoratori*

I processi di attivazione, in generale, possono dare origine a radionuclidi con tempi di dimezzamento (emivita) che variano da qualche minuto ad alcune ore, persino di diversi anni. Tutte queste condizioni rappresentano aspetti rilevanti dal punto di vista della radioprotezione dei lavoratori.

Nel caso degli acceleratori di particelle, come anche in Elettra, i lavoratori che devono operare sull'impianto, o nel medesimo locale in cui si trova lo stesso, possono accedere al “*tunnel macchina*” solamente ad impianto spento. Pertanto, l'unica fonte di rischio per i lavoratori in tale condizione è rappresentata dalla radioattività indotta emessa dai componenti dell'acceleratore. Tale rischio è suddivisibile in una possibile irradiazione esterna ed anche in una possibile irradiazione interna, determinata, in quest'ultimo caso, dall'incorporazione di materiale attivato attraverso l'inalazione, l'ingestione o il contatto con le ferite o le mucose.

Prima che qualsiasi lavoratore acceda al tunnel macchina, dunque, sono eseguite, da parte dell'Attività radioprotezione, misure di rateo di dose. Nel caso in cui i ratei di dose misurati eccedano i limiti stabiliti dall'Esperto di Radioprotezione, al fine di evitare l'esposizione indebita dei lavoratori alle radiazioni ionizzanti, l'Attività radioprotezione provvede a delimitare le aree o le zone della macchina interessate dal superamento di tali limiti.

Durante le attività svolte dai lavoratori nel tunnel macchina, possono essere prelevati materiali destinati allo smaltimento, al riuso o al riutilizzo. Per questi materiali, se consideriamo i componenti della macchina, diventa necessaria l'effettuazione di ulteriori misure, analisi e valutazioni affinché venga verificato il rispetto delle condizioni di allontanamento stabilite ai sensi dell'articolo 54 del D.Lgs. 101/2020.

### ***5.2 Allontanamento dal regime autorizzatorio***

Secondo il comma 2 dell'articolo 54 (*D.Lgs. 101/2020*), “è vietato lo smaltimento nell'ambiente, il riciclo, il riutilizzo dei materiali solidi, liquidi o aeriformi contenenti sostanze radioattive per le quali non è stata rilasciata l'autorizzazione di cui al comma 1”, ovvero l'autorizzazione all'allontanamento.

Se si intende smaltire un materiale che deriva da una pratica soggetta a notifica (*art.46, D.Lgs. 101/2020*) o autorizzazione, come nel caso di un componente dell'anello estratto da Elettra, è necessario attenersi all'articolo 54 del D.Lgs. 101/2020, che norma l'allontanamento dal regime autorizzatorio.

<b>Articolo 54 – Allontanamento dal regime autorizzatorio</b>
<p>1. 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, se è rilasciata l'autorizzazione al loro allontanamento, e l'allontanamento è effettuato secondo i requisiti, le condizioni e le prescrizioni dell'autorizzazione. Le emissioni in atmosfera e i materiali che soddisfano la definizione di rifiuto, per i quali è stata rilasciata l'autorizzazione all'allontanamento sono gestiti, smaltiti nell'ambiente, riciclati o riutilizzati nel rispetto della disciplina generale delle emissioni in atmosfera o della gestione dei rifiuti di cui al decreto legislativo 3 aprile 2006, n. 152.</p>
<p>2. È vietato lo smaltimento nell'ambiente, il riciclo, il riutilizzo dei materiali solidi, liquidi o aeriformi contenenti sostanze radioattive per i quali non è stata rilasciata l'autorizzazione di cui al comma 1.</p>
<p>3. L'autorizzazione all'allontanamento è rilasciata dalle Regioni o delle Province autonome di Trento e Bolzano per i materiali radioattivi provenienti da pratiche soggette a notifica, o dall'autorità titolare del procedimento autorizzativo della pratica.</p>
<p>4. L'autorizzazione all'allontanamento può essere rilasciata con il medesimo procedimento che autorizza la pratica nel quale sono inserite apposite prescrizioni.</p>
<p><i>5.5 L'istanza di autorizzazione all'allontanamento deve essere corredata:</i></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>a) dalle informazioni e dalla documentazione stabilite nell'allegato IX per le pratiche soggette a notifica;</li> <li>b) dalle informazioni e dalla documentazione stabilite rispettivamente nell'allegato XIV per le pratiche soggette a nulla osta o a autorizzazione.</li> </ul>
<p>6. Copia dell'autorizzazione deve essere trasmessa all'ISIN con le modalità dallo stesso stabilite.</p>
<p>[...]</p>

Per ottenere l'autorizzazione all'allontanamento, rilasciata dall'autorità competente (*comma 3*), deve essere presentata un'istanza con informazioni e documentazione stabilite nell'Allegato IX o nell'Allegato XIV a seconda che si tratti rispettivamente di

pratiche soggette a notifica oppure pratiche soggette a nulla osta o autorizzazione (*comma 5*).

Come indicato dal primo comma, affinché un materiale possa uscire dal quadro normativo, non devono sussistere vincoli radiologici e, in tal modo, può essere trattato come rifiuto convenzionale. In particolare, per i materiali potenzialmente attivati si vede necessaria la verifica dei livelli di allontanamento. La caratterizzazione radiologica dei materiali diviene, quindi, di fondamentale importanza per la corretta gestione degli stessi al fine della tutela dei lavoratori, della popolazione e dell'ambiente.

Ad ogni radionuclide, in tabella I dell'Allegato I, corrisponde un livello di allontanamento espresso come attività in kBq/kg. Il fine ultimo delle valutazioni che verranno effettuate presso Elettra, è quello di verificare il rispetto dei livelli di allontanamento, attività che verrà svolta integrando i risultati delle misure effettuate e discusse nel presente elaborato con ulteriori valutazioni specialistiche.

## 6. Misure di spettrometria gamma del wiggler

### 6.1 Scopo

Lo scopo del presente lavoro è l'identificazione dei principali radionuclidi gamma emettitori, prodotti dal processo di attivazione, e la quantificazione della relativa concentrazione di attività all'interno di un componente estratto da Elettra e denominato wiggler.

### 6.2 Materiali e metodi

#### 6.2.1 Materiali

Per l'effettuazione delle misure sul campo, sono stati utilizzati gli strumenti di rilevazione ed analisi di seguito elencati:

- Rivelatore HPGe, modello AEGIS-BE5030;
- Elementi in piombo per la schermatura e la collimazione del rivelatore;
- PC con software Genie2000, per l'acquisizione e l'analisi degli spettri, e Geometry Composer, per la modellizzazione del sistema di misura;
- Carrello per il trasporto del rivelatore;
- Struttura di supporto per il posizionamento del rivelatore durante le misure;
- Rateometro portatile per la misura di attività preliminare.

#### 6.2.2 Strumento e metodologia di misura

Per eseguire le misure è stato utilizzato un rivelatore planare HPGe Canberra, modello AEGIS-BE5030 (*Fig. 6.3*), con le caratteristiche riportate in *Tab. 6.1*.

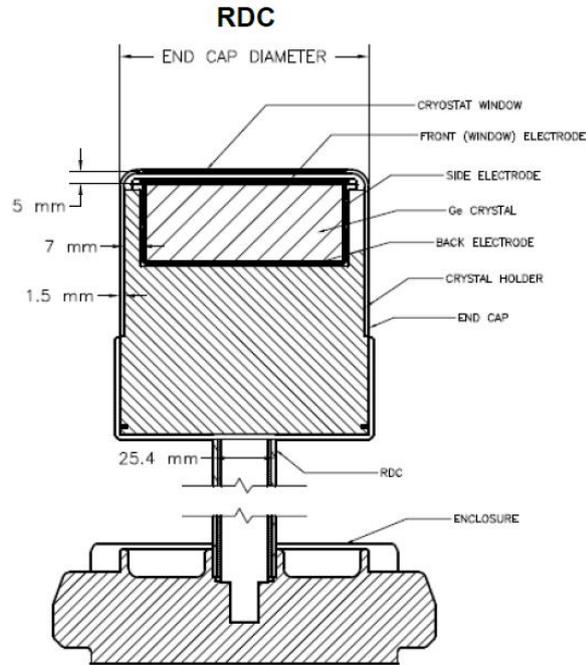


Fig. 6.1: Rivelatore planare HPGe [13]

Risoluzione (FWHM)	1.8 keV
Efficienza relativa	~45%
Tensione di alimentazione	(-)3000 Vdc
Temperatura di raffreddamento	-165 °C
Diametro del cristallo di Ge	80 ± 2 mm
Spessore del cristallo di Ge	30 ± 2 mm

Tab. 6.1: Caratteristiche rivelatore AEGIS [12] [13]

Al rivelatore è stata successivamente applicata una schermatura in piombo dello spessore di 50 mm con un collimatore a 90° (Fig. 6.2).

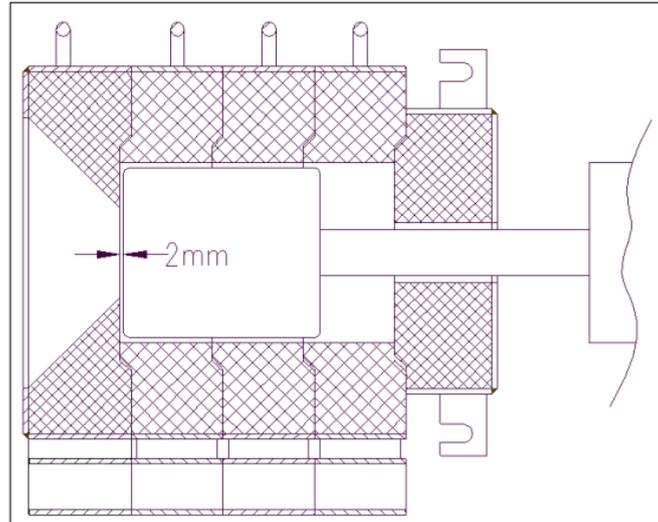


Fig. 6.2: Rappresentazione grafica della schermatura di 50 mm con un collimatore a 90° sul rivelatore [14]



Fig. 6.3: Rivelatore AEGIS nella configurazione utilizzata durante le acquisizioni [15]

Prima di procedere con l'acquisizione delle misure, è stata delineata la metodologia da applicare.

Innanzitutto, è stato stabilito che l'effettuazione della misura di attivazione avvenisse su un'unica faccia del wiggler eseguendo più acquisizioni, a rivelatore schermato e collimato, date le grandi dimensioni di questo componente.

Si è scelto di misurare un'unica faccia in quanto si è supposto che l'attivazione sia avvenuta simmetricamente rispetto la direzione longitudinale del fascio. Pertanto, la misura su un'unica faccia è rappresentativa per tutto il componente.

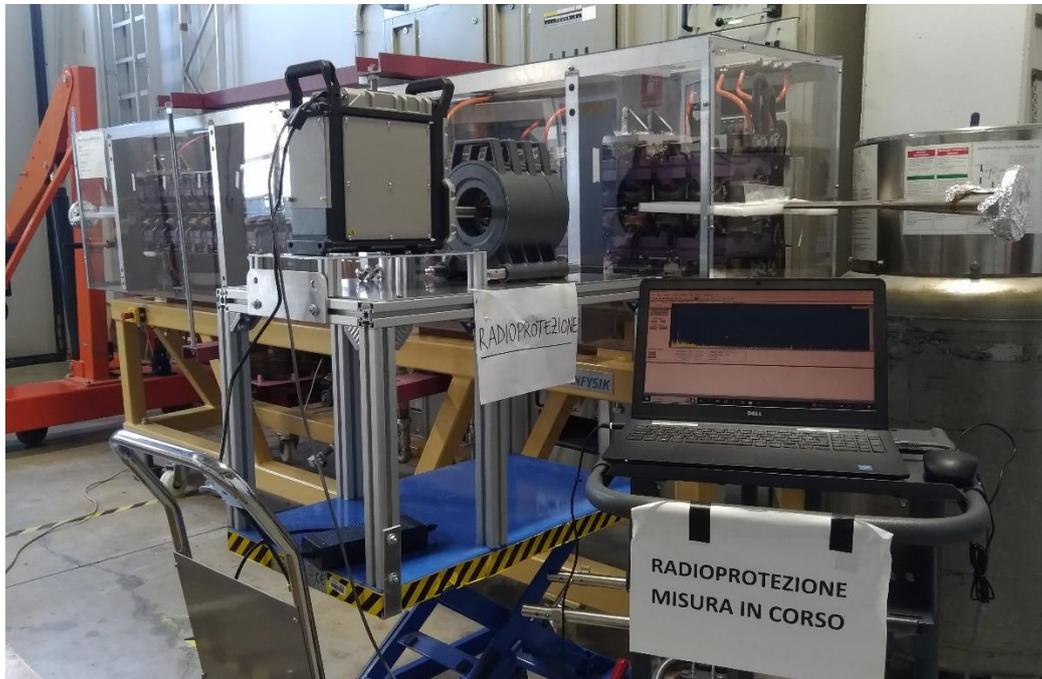


Fig. 6.4: Rivelatore in posizione di misura (fotografia)

Assunto che l'attivazione sia avvenuta sull'intero wiggler, è stato preliminarmente utilizzato un rateometro portatile per la determinazione degli *hotspots*, ossia le sedi maggiormente attivate.

La superficie è stata suddivisa in sei porzioni di eguali dimensioni (Fig. 6.5).

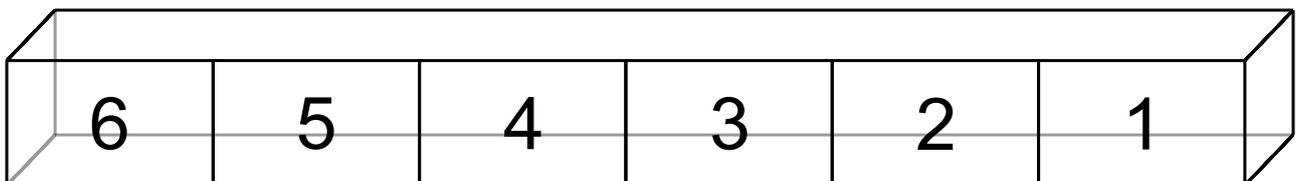


Fig. 6.5 (disegno)

In generale, la collocazione del rivelatore ad una distanza ridotta dalla sorgente di radiazione ionizzante è preferibile poiché, oltre a permettere di rivelare l'emissione di gamma ad energie più basse, permette di stabilire quali sono le zone più attivate dello stesso. In questo caso, il rivelatore è stato collocato ad una distanza di 28,8 cm dal wiggler, con l'accortezza che la porzione intercettata dall'angolo solido comprendesse quella della sezione di misura.

Stabilito il tempo di misura di 7200 secondi per singola acquisizione, grazie al programma Genie 2000, si è potuto procedere all'acquisizione degli spettri per ogni posizione stabilita.

### 6.2.3 Geometry Composer

Di fondamentale importanza è stato l'utilizzo di un sistema di misura di tipo *In Situ Object Counting System* (ISOCS), che ha permesso di ricavare l'efficienza per ogni posizione di misura attraverso la modellizzazione del wiggler con il software Geometry Composer.

Nello specifico, essendo la geometria del wiggler decisamente complessa, per la modellizzazione del sistema di misura è stata utilizzata la geometria predefinita chiamata *Complex Box* (Fig. 6.6). Il wiggler è stato, così, approssimato ad un parallelepipedo.

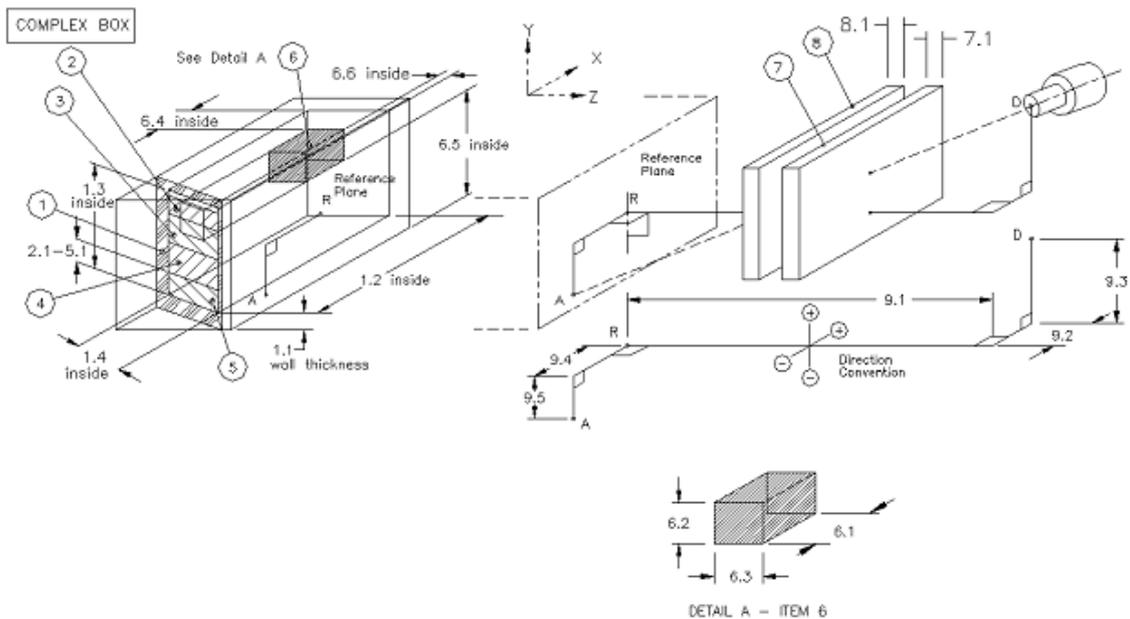


Fig. 6.6 (*immagine Geometry Composer*)

Come si può notare nella precedente figura, questa modellizzazione ha visto la divisione del parallelepipedo su più strati, contenuti in uno spessore di rivestimento chiamato *Box*. A questo punto, è stato necessario inserire tutte le dimensioni del componente, misurate con un metro, nella tabella predisposta per la geometria prescelta (Fig. 6.7).

No.	Description	d.1	d.2	d.3	d.4	d.5	d.6	Material	Density	Rel. Conc.
1	Box	15	332.5	34	23			dryair	0.00129	
2	Source - Top Layer	10						iron	7.86	1.00
3	Source - Layer 2	7						wiggler	8.7	3.00
4	Source - Layer 3	7						wiggler	8.7	3.00
5	Source - Bottom	10						iron	7.86	1.00
6	Source -	15	24	23	0	5	0	wiggler	8.7	5.00
7	Absorber 1	0.4						plexigls	1.2	
8	Absorber 2	23.8						dryair	0.00129	
9	Source-Detector	28.8	138.5	0	138.5	0				

Fig. 6.7 (*immagine Geometry Composer*)

Oltre alle dimensioni fisiche del componente, vi sono due parametri da specificare: i materiali di cui è costituito ogni strato e la concentrazione di attività.

Riguardo ai materiali, è stato necessario “creare” un materiale apposito per lo strato centrale chiamato *wiggler* (Fig. 6.7), di densità 8,7 g/cm<sup>3</sup>, e formato da:

- 75% in massa di rame;
- 15% in massa di acciaio inox;
- 10% in massa di ferro.

Con la scelta delle precedenti percentuali dei materiali, è stato possibile ottenere una massa totale il più vicina possibile a quella reale del componente, corrispondente a 2'200 kg.

Per quanto riguarda la concentrazione di attività, è stato sufficiente basarsi sulle misure preliminari eseguite con il rateometro portatile per riportare valori più elevati nelle zone maggiormente attivate. Nel presente caso, è risultato che i conteggi maggiori sono stati riscontrati negli strati centrali e agli estremi del wiggler. La sorgente concentrata (*riga 6 di Fig. 6.7*), dunque, è stata posta all'estremo destro per le prime tre misure e all'estremo sinistro per le ultime.

Infine, è stato assunto che il Box fosse composto da aria in modo da poter distanziare il primo materiale assorbitore, uno strato di plexiglass di spessore di 0.4 cm, dal wiggler stesso. Il componente, infatti, è circondato da questo materiale.

Il secondo assorbitore inserito, posto tra il rivelatore e lo strato di plexiglass, è semplicemente aria.

Il risultato ottenuto in Geometry Composer si può osservare nelle immagini sottostanti (*Fig. 6.8 e Fig. 6.9*).

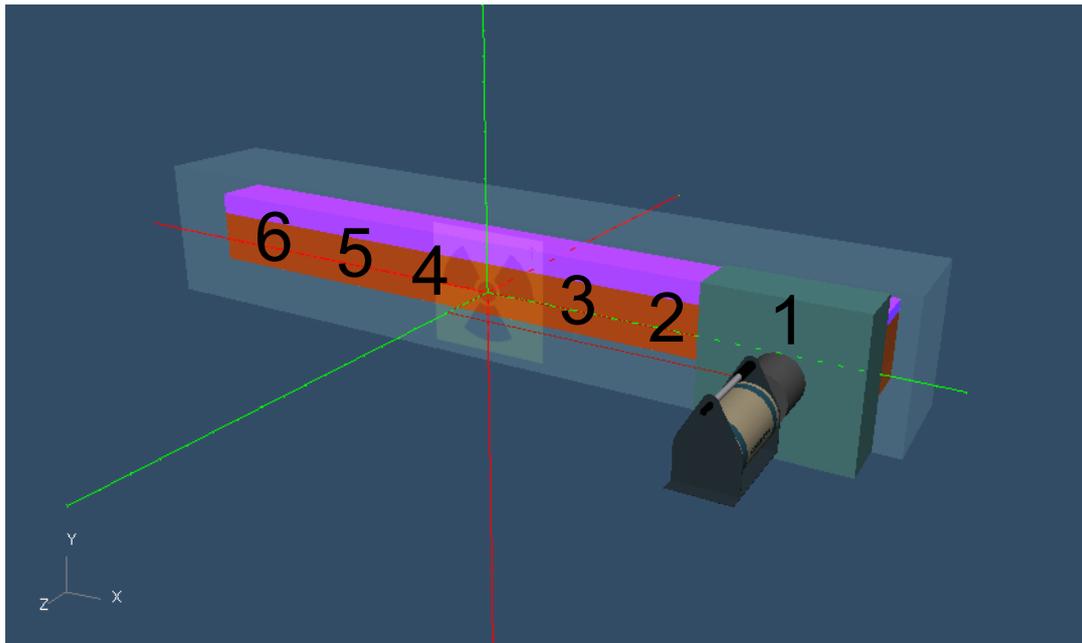


Fig. 6.8 (*immagine Geometry Composer*)

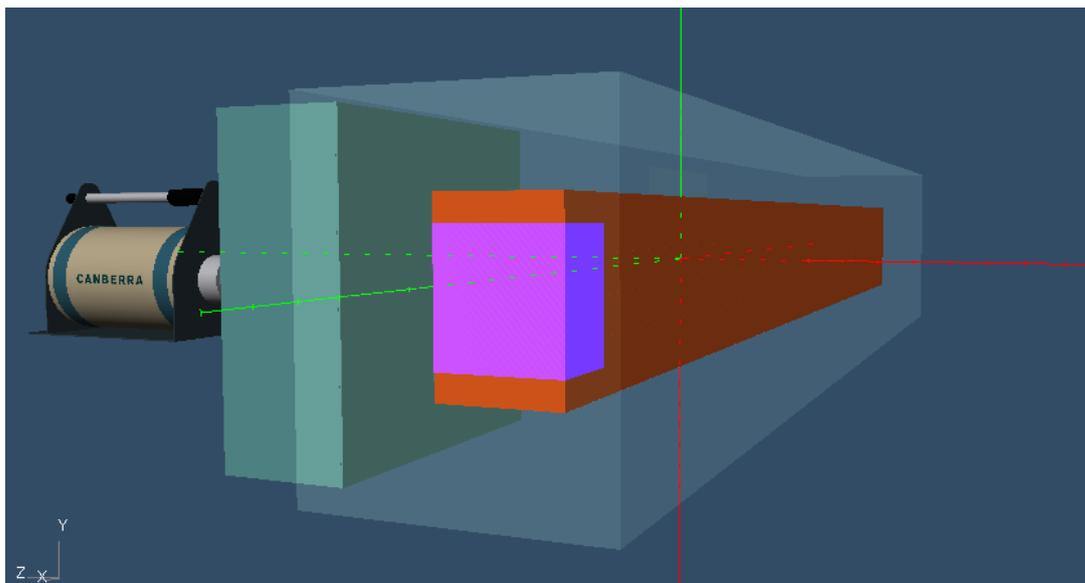


Fig. 6.9 (*immagine Geometry Composer*)

A questo punto, è stata ricavata l'efficienza per ogni posizione di misura, attraverso la funzione "Efficiency" del programma, generando un file .ecc, richiamato in seguito per la calibrazione in efficienza in Genie 2000.

Successivamente, sempre utilizzando le funzioni di Geometry Composer, è stata eseguita l'efficienza media delle posizioni e utilizzata in Genie 2000 per la calibrazione in efficienza dello *spettro somma*, generato in fase di analisi.

#### *6.2.4 Calibrazione in Genie 2000*

Prima di procedere con l'analisi degli spettri acquisiti, di fondamentale importanza sono:

- la calibrazione in energia, che permette di ottenere una relazione tra l'energia in KeV dei gamma emessi e il numero corrispondente del canale, ovvero la posizione dei picchi nello spettro;
- la calibrazione in efficienza, che contribuisce alla determinazione quantitativa dell'attività della sorgente misurata.

In questo caso, sarà sufficiente eseguire la calibrazione in efficienza, poiché quella in energia è già stata effettuata in precedenza con una sorgente di calibrazione certificata.

Ogni spettro acquisito è stato calibrato in efficienza in Genie 2000 tramite l'efficienza ottenuta con il programma Geometry Composer, precedentemente descritto.

### ***6.3 Analisi***

Acquisiti gli spettri ed eseguita la calibrazione in efficienza, lo spettro di ciascuna posizione di misura è stato sottoposto all'analisi con il programma Genie 2000.

In tal modo, sono stati identificati i radionuclidi e la relativa energia, per ciascun gamma emesso, nonché la concentrazione di attività in Bq/g.

Per l'identificazione dei radionuclidi è stata inserita una libreria standard, ovvero un database di radionuclidi a cui sono associati i picchi energetici di emissione. In questo modo, il programma ha potuto comparare l'energia di un picco nello spettro, considerato significativo in base alle impostazioni scelte, con l'energia associata ad un radionuclide presente nella libreria.

Per poter considerare l'attività complessiva dei radionuclidi per l'intero wiggler, è stato generato uno spettro somma, ovvero uno spettro i cui conteggi derivano appunto dalla somma di quelli acquisiti in ognuna delle sei posizioni. Anche per lo spettro somma (*ved. Appendice A*) è stata eseguita l'analisi, dopo aver effettuato la calibrazione in efficienza, e generato un report.

## 6.4 Risultati

Dai sei report generati per ciascuno spettro, nonché dallo spettro somma, è stato possibile riportare in una tabella i radionuclidi rivelati nel wiggler con la rispettiva concentrazione di attività riscontrata (*Tab. 6.2*).

Radionuclide	Attività (Bq/g) per posizione						Attività (Bq/g) Spettro somma
	1	2	3	4	5	6	Totale
K-40	7,19E-02	6,30E-02	7,32E-02	7,65E-02	8,24E-02	7,40E-02	7,25E-02
Mn-54	<5,80E-04	<5,24E-04	<5.62E-04	<5.79E-04	6,95E-04	1,13E-03	1,06E-03
Cd-109	4,16E-01	3,78E-01	3,89E-01	<1.00E-01	3,48E-01	4,38E-01	3,76E-01
Pb-210	9,94E-01	1,13E+00	1,59E+00	1,44E+00	<3.87E-01	1,25E+00	1,29E+00

Tab. 6.2 (*valori dei reports*)

Come si può notare in *Tab. 6.2*, non tutti i radionuclidi sono stati rivelati in ogni posizione di misura. Per ciascun radionuclide non identificato viene riportato il limite di rilevabilità dello strumento, in questo caso in termini di *Decision Threshold*. Infatti, nonostante l'attività non sia stata rivelata, non è possibile affermare che il valore di attività in Bq/g sia pari a zero, ma solo che tale valore è inferiore alla *Decision Threshold*. Tale valore, riportato in tabella, è stato calcolato dal programma Genie 2000 durante l'analisi ed indicato nel report.

## 6.5 Discussione

Dalla lettura dei report, con particolare attenzione all'energia rivelata per ogni radionuclide, è stato possibile notare che il picco di energia associato al Cd-109, in realtà, non rappresenta effettivamente tale radionuclide. Questo picco, individuato dal programma nello spettro, risulta essere il picco di energia caratteristico dei raggi X causati dalla presenza della schermatura al piombo. I restanti radionuclidi, fatta eccezione per il Mn-54, sono naturali.

All'Appendice B è possibile consultare la parte generale dei risultati di ogni report, dove sono riportati anche i picchi di energia non identificati. In quest'ultimo caso, il programma assegna comunque al picco un radionuclide, ad esempio l'Ag-110 (*Report posizione di misura 5, Appendice B*), a cui potrebbe corrispondere il picco, ma che è stato scartato dai risultati perché i picchi energetici caratteristici più probabili non sono stati rivelati.

Dalla valutazione di fonti letterarie, è stata individuata e consultata la tabella di seguito riportata (*Tab. 6.3*).

<b>Materiale</b>	<b>Radionuclide prodotto</b>	<b>Periodo di dimezzamento</b>	
<b>Plastica</b>	<sup>7</sup> Be	53,6	giorni
	<sup>11</sup> C	20,4	minuti
<b>Alluminio</b>	<i>In aggiunta ai precedenti</i>		
	<sup>18</sup> F	110,0	minuti
	<sup>22</sup> Na	2,60	anni
	<sup>24</sup> Na	15,0	ore
	<sup>42</sup> K	12,47	ore
	<sup>43</sup> K	22,4	ore
<b>Acciaio</b>	<i>In aggiunta ai precedenti</i>		
	<sup>44</sup> Sc	3,92	ore
	<sup>44m</sup> Sc	2,44	giorni
	<sup>46</sup> Sc	84,0	giorni
	<sup>47</sup> Sc	3,43	giorni
	<sup>48</sup> Sc	1,83	giorni
	<sup>48</sup> V	16,0	giorni
	<sup>51</sup> Cr	27,8	giorni
	<sup>52</sup> Mn	5,55	giorni
	<sup>52m</sup> Mn	21,3	minuti
	<sup>54</sup> Mn	300,0	giorni
	<sup>56</sup> Co	77,0	giorni

	<sup>57</sup> Co	270,0	giorni
	<sup>58</sup> Co	72,0	giorni
	<sup>55</sup> Fe	2,94	anni
	<sup>59</sup> Fe	45,1	giorni
<b>Acciaio inossidabile</b>	<i>In aggiunta ai precedenti</i>		
	<sup>60</sup> Co	5,27	anni
	<sup>56</sup> Ni	6,1	giorni
	<sup>57</sup> Ni	37,0	ore
	<sup>60</sup> Cu	24,0	minuti
<b>Rame</b>	<i>In aggiunta ai precedenti</i>		
	<sup>65</sup> Ni	2,56	ore
	<sup>61</sup> Cu	3,33	ore
	<sup>62</sup> Cu	9,80	minuti
	<sup>64</sup> Cu	12,82	ore
	<sup>63</sup> Zn	38,3	minuti
	<sup>65</sup> Zn	245,0	giorni

Tab. 6.3: Tabella materiale-radionuclide [16]

Questa tabella contiene alcuni radionuclidi, i più importanti nell'ambito radioprotezionistico, che vengono prodotti dall'attivazione dei materiali costituenti gli acceleratori di particelle.

Inoltre, osservando la tabella 6.3, è possibile notare che il Mn-54 è effettivamente un prodotto di attivazione nei materiali di cui è composto il wiggler.

Nel wiggler, in effetti, è stato possibile osservare la presenza di attivazione nelle posizioni 5 e nella posizione 6, dove è stata riscontrata la presenza di Mn-54.

Il risultato finale del presente studio è quello ricavato dallo spettro somma, che indica la concentrazione di attività dell'intero componente: la concentrazione di attività riscontrata del Mn-54 è  $(1.1 \pm 0,4) 10^{-3}$  Bq/g.

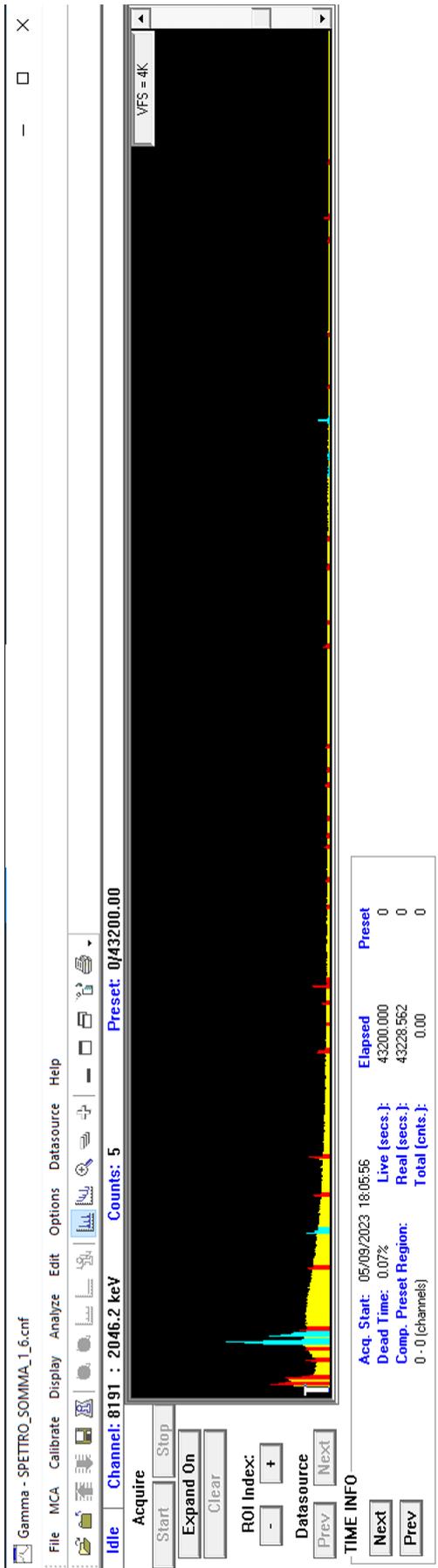
Tale valore è inferiore di un fattore 100 rispetto al livello di allontanamento del Mn-54, posto in normativa pari a 0,1 Bq/g (*Allegato I, D.Lgs. 101/2020*).

## 7. Conclusioni

Lo scopo prefissato di eseguire la caratterizzazione dei radionuclidi gamma emettitori e, dunque, lo studio sul contenuto di radioattività indotta, in termini di attività, è stato raggiunto.

Come anticipato in precedenza, attraverso questo studio sono stati considerati solo i radionuclidi gamma emettitori, ma queste misure saranno utili per determinare il contenuto di radioattività totale del componente. Prossimamente, infatti, verrà programmata l'effettuazione delle analisi di laboratorio per stabilire il contenuto di radionuclidi che emettono particelle beta: in tal modo sarà possibile confrontare la concentrazione di attività totale con i livelli di allontanamento stabiliti nell'Allegato I del D.Lgs. 101/2020 e verificarne il rispetto.

# APPENDICE A – Spettro somma in Genie 2000



# APPENDICE B – Reports

## Report posizione di misura 1

Interference Corrected Activity Report 07/10/2023 16:12:37 Page 6 of 13

\*\*\*\*\*  
 \*\*\*\*\* INTERFERENCE CORRECTED REPORT \*\*\*\*\*  
 \*\*\*\*\*

Nuclide Name	Nuclide Id Confidence	Wt mean Activity (Bq /g )	Wt mean Activity Uncertainty
K-40	1.000	7.1874777E-02	1.1170923E-02
CD-109	0.938	4.1567359E-01	9.6808172E-02
Tl-208 @	0.647	1.6111212E-03	1.1911275E-03
Pb-210	1.000	9.9389106E-01	5.9776050E-01
Pb-212 @	0.677	9.6212180E-03	3.6115037E-03
Bi-214 @	0.569	1.9869722E-02	2.3136071E-03
Pb-214 @	0.668	1.3388765E-02	3.0569628E-03
Th-234 @	1.000	1.6162859E-01	1.7155973E-01

? = Nuclide is part of an undetermined solution  
 X = Nuclide rejected by the interference analysis  
 @ = Nuclide contains energy lines not used in Weighted Mean Activity

Errors quoted at 2.000 sigma

Interference Corrected Activity Report 07/10/2023 16:12:37 Page 7 of 13

\*\*\*\*\* UNIDENTIFIED PEAKS \*\*\*\*\*

Peak Locate Performed on: 07/10/2023 16:12:34  
 Peak Locate From Channel: 40  
 Peak Locate To Channel: 8192

Peak No.	Energy (keV)	Peak Size in Counts per Second	Peak CPS % Uncertainty	Peak Type	Tol. Nuclide
1	11.03	6.35833E-02	32.33	Tol.	Bi-212
13	911.10	1.37227E-02	35.16	Tol.	Ac-228
14	968.84	5.68350E-03	54.76	Tol.	SB-124 Ac-228

M = First peak in a multiplet region  
 m = Other peak in a multiplet region  
 F = Fitted singlet

Errors quoted at 2.000 sigma

Report posizione di misura 2

\*\*\*\*\*  
 \*\*\*\*\* I N T E R F E R E N C E C O R R E C T E D R E P O R T \*\*\*\*\*  
 \*\*\*\*\*

Nuclide Name	Nuclide Id Confidence	Wt mean Activity (Bq /g )	Wt mean Activity Uncertainty
K-40	0.998	6.2973818E-02	1.1402600E-02
CD-109	0.928	3.7779336E-01	9.2502765E-02
Tl-208	@ 0.826	2.7578577E-03	9.7389490E-04
Pb-210	1.000	1.1345968E+00	5.3832970E-01
Pb-212	@ 0.675	4.9740786E-03	3.4611420E-03
Bi-214	@ 0.998	1.6626794E-02	2.1507787E-03
Pb-214	@ 0.667	1.3389006E-02	3.1112689E-03

? = Nuclide is part of an undetermined solution  
 X = Nuclide rejected by the interference analysis  
 @ = Nuclide contains energy lines not used in Weighted Mean Activity

Errors quoted at 2.000 sigma

\*\*\*\*\* U N I D E N T I F I E D P E A K S \*\*\*\*\*

Peak Locate Performed on: 07/10/2023 16:13:47  
 Peak Locate From Channel: 40  
 Peak Locate To Channel: 8192

Peak No.	Energy (keV)	Peak Size in Counts per Second	Peak CPS % Uncertainty	Peak Type	Tol. Nuclide
1	10.81	4.78364E-02	33.79		
2	19.54	4.22307E-02	42.50		
M 6	81.01	1.14886E-02	60.88	Tol.	I-131 BA-133 CE-144

M = First peak in a multiplet region  
 m = Other peak in a multiplet region  
 F = Fitted singlet

Errors quoted at 2.000 sigma

*Report posizione di misura 3*

\*\*\*\*\*  
 \*\*\*\*\* I N T E R F E R E N C E C O R R E C T E D R E P O R T \*\*\*\*\*  
 \*\*\*\*\*

Nuclide Name	Nuclide Id Confidence	Wt mean Activity (Bq /g )	Wt mean Activity Uncertainty
K-40	0.995	7.3161199E-02	1.1348314E-02
CD-109	0.935	3.8851302E-01	9.3128983E-02
Tl-208 @	0.826	2.1777848E-03	1.0426805E-03
Pb-210	1.000	1.5881007E+00	6.2998196E-01
Pb-212 @	0.679	7.2846308E-03	3.2721553E-03
Bi-214 @	0.998	1.7505478E-02	2.1605884E-03
Pb-214 @	0.667	1.1856373E-02	3.2645482E-03
? Ra-226	0.936	8.1366245E-02	4.7855730E-02
? U-235 @	0.998	5.0746845E-03	2.9846716E-03

? = Nuclide is part of an undetermined solution  
 X = Nuclide rejected by the interference analysis  
 @ = Nuclide contains energy lines not used in Weighted Mean Activity

Errors quoted at 2.000 sigma

\*\*\*\*\* U N I D E N T I F I E D P E A K S \*\*\*\*\*

Peak Locate Performed on: 07/10/2023 16:15:37  
 Peak Locate From Channel: 40  
 Peak Locate To Channel: 8192

Peak No.	Energy (keV)	Peak Size in Counts per Second	Peak CPS % Uncertainty	Peak Type	Tol. Nuclide
1	10.89	3.36051E-02	57.63	Tol.	Bi-212
2	19.60	2.97388E-02	50.87		
15	818.01	4.38263E-03	87.18	Tol.	AG-110M

M = First peak in a multiplet region  
 m = Other peak in a multiplet region  
 F = Fitted singlet

Errors quoted at 2.000 sigma

*Report posizione di misura 4*

\*\*\*\*\*  
 \*\*\*\*\* I N T E R F E R E N C E C O R R E C T E D R E P O R T \*\*\*\*\*  
 \*\*\*\*\*

Nuclide Name	Nuclide Id Confidence	Wt mean Activity (Bq /g )	Wt mean Activity Uncertainty
K-40	0.996	7.6545780E-02	1.3062568E-02
Tl-208 @	0.826	2.3386234E-03	9.6497789E-04
Pb-210	1.000	1.4406769E+00	6.1707089E-01
Pb-212 @	0.592	6.3909862E-03	3.6166005E-03
Bi-214 @	0.428	1.6311133E-02	2.3610633E-03
Pb-214 @	0.621	8.0363236E-03	2.7578705E-03
X Th-234	1.000		

? = Nuclide is part of an undetermined solution  
 X = Nuclide rejected by the interference analysis  
 @ = Nuclide contains energy lines not used in Weighted Mean Activity

Errors quoted at 2.000 sigma

\*\*\*\*\* U N I D E N T I F I E D P E A K S \*\*\*\*\*

Peak Locate Performed on: 07/10/2023 16:16:45  
 Peak Locate From Channel: 40  
 Peak Locate To Channel: 8192

Peak No.	Energy (keV)	Peak Size in Counts per Second	Peak CPS % Uncertainty	Peak Type	Tol. Nuclide
1	10.92	3.76220E-02	49.42	Tol.	Bi-212
2	19.81	3.13286E-02	43.60		
14	910.84	8.36640E-03	55.02	Tol.	Ac-228

M = First peak in a multiplet region  
 m = Other peak in a multiplet region  
 F = Fitted singlet

Errors quoted at 2.000 sigma

Report posizione di misura 5

\*\*\*\*\*  
 \*\*\*\*\* INTERFERENCE CORRECTED REPORT \*\*\*\*\*  
 \*\*\*\*\*

	Nuclide Name	Nuclide Id Confidence	Wt mean Activity (Bq /g )	Wt mean Activity Uncertainty
	K-40	0.997	8.2441278E-02	1.1428615E-02
	Mn-54	1.000	6.9536470E-04	5.9722487E-04
X	KR-88	0.805		
X	Y-92	0.987		
	CD-109	0.942	3.4758028E-01	9.0743013E-02
	Tl-208 @	0.826	1.4994805E-03	9.2277692E-04
X	Bi-212	0.999		
	Pb-212 @	0.676	6.2144094E-03	2.9335877E-03
	Bi-214 @	0.522	1.8087706E-02	2.1898146E-03
	Pb-214 @	0.667	1.1444776E-02	3.1734386E-03
	Ac-228 @	0.307	7.4648346E-03	2.0472841E-03

? = Nuclide is part of an undetermined solution  
 X = Nuclide rejected by the interference analysis  
 @ = Nuclide contains energy lines not used in Weighted Mean Activity

Errors quoted at 2.000 sigma

\*\*\*\*\* UNIDENTIFIED PEAKS \*\*\*\*\*

Peak Locate Performed on: 07/10/2023 16:18:19  
 Peak Locate From Channel: 40  
 Peak Locate To Channel: 8192

Peak No.	Energy (keV)	Peak Size in Counts per Second	Peak CPS % Uncertainty	Peak Type	Tol. Nuclide
13	818.10	4.74193E-03	65.39	Tol.	AG-110M

M = First peak in a multiplet region  
 m = Other peak in a multiplet region  
 F = Fitted singlet

Errors quoted at 2.000 sigma

*Report posizione di misura 6*

\*\*\*\*\*  
 \*\*\*\*\* INTERFERENCE CORRECTED REPORT \*\*\*\*\*  
 \*\*\*\*\*

Nuclide Name	Nuclide Id Confidence	Wt mean Activity (Bq /Unit)	Wt mean Activity Uncertainty
K-40	1.000	7.4039490E-02	1.1208943E-02
Mn-54	0.998	1.1311367E-03	7.3069889E-04
CD-109	0.925	4.3783799E-01	9.5769247E-02
Tl-208 @	0.646	2.5161645E-03	1.1082649E-03
Pb-210	0.999	1.2480588E+00	5.6701700E-01
Pb-212 @	0.678	5.5972014E-03	3.2733331E-03
Bi-214 @	0.998	2.0589822E-02	2.2989419E-03
Pb-214 @	0.669	1.6653357E-02	3.3016007E-03
Ac-228 @	0.346	5.7155888E-03	2.3206594E-03

? = Nuclide is part of an undetermined solution  
 X = Nuclide rejected by the interference analysis  
 @ = Nuclide contains energy lines not used in Weighted Mean Activity

Errors quoted at 2.000 sigma

\*\*\*\*\* UNIDENTIFIED PEAKS \*\*\*\*\*

Peak Locate Performed on: 07/10/2023 16:21:13  
 Peak Locate From Channel: 40  
 Peak Locate To Channel: 8192

Peak No.	Energy (keV)	Peak Size in Counts per Second	Peak CPS % Uncertainty	Peak Type	Tol. Nuclide
1	11.06	2.95145E-02	58.72	Tol.	Bi-212
2	19.95	3.28885E-02	49.05		

M = First peak in a multiplet region  
 m = Other peak in a multiplet region  
 F = Fitted singlet

Errors quoted at 2.000 sigma

Report Spettro somma

\*\*\*\*\*  
 \*\*\*\*\* INTERFERENCE CORRECTED REPORT \*\*\*\*\*  
 \*\*\*\*\*

	Nuclide Name	Nuclide Id Confidence	Wt mean Activity (Bq /g )	Wt mean Activity Uncertainty
	K-40	0.998	7.2534435E-02	8.2682211E-03
	Mn-54	0.998	1.0645794E-03	3.7958056E-04
X	Y-92	0.998		
	CD-109	0.938	3.7595970E-01	5.4294949E-02
X	EU-152	0.523		
	Tl-208 @	0.918	2.3624974E-03	5.2351705E-04
	Pb-210	1.000	1.2886253E+00	2.8928936E-01
	Bi-212 @	0.473	9.0284093E-03	4.2827158E-03
	Pb-212 @	0.846	8.4774759E-03	1.2263079E-03
	Bi-214 @	0.856	1.9307068E-02	1.2460563E-03
	Pb-214 @	0.899	1.2517471E-02	1.5126511E-03
?	Ra-226	0.971	8.0425413E-02	2.1928433E-02
	Th-234 @	0.558	2.2886583E-01	7.2033342E-02
?	U-235 @	1.000	5.0160061E-03	1.3676100E-03

? = Nuclide is part of an undetermined solution  
 X = Nuclide rejected by the interference analysis  
 @ = Nuclide contains energy lines not used in Weighted Mean Activity

Errors quoted at 2.000 sigma

\*\*\*\*\* UNIDENTIFIED PEAKS \*\*\*\*\*

Peak Locate Performed on: 07/10/2023 16:22:22  
 Peak Locate From Channel: 40  
 Peak Locate To Channel: 8192

Peak No.	Energy (keV)	Peak Size in Counts per Second	Peak CPS % Uncertainty	Peak Type	Tol. Nuclide
2	19.72	4.28902E-02	17.08		
17	550.93	1.50790E-03	93.33	Tol.	Y-94
20	618.21	3.17993E-03	58.96	Tol.	W-187
23	818.14	3.18498E-03	47.86	Tol.	W-187
26	911.14	1.07343E-02	20.21	Sum	AG-110M
28	968.90	4.42170E-03	36.43	Sum	
M 37	1455.87	7.05270E-04	75.08	Sum	
40	1588.01	8.60678E-04	98.06	Sum	

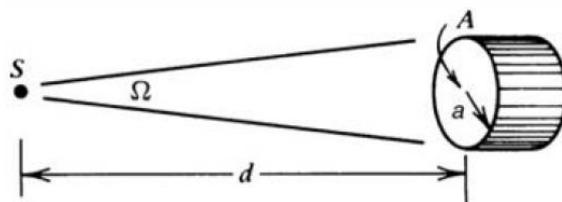
M = First peak in a multiplet region  
 m = Other peak in a multiplet region  
 F = Fitted singlet

Errors quoted at 2.000 sigma

## Note

<sup>1</sup>**Attività radioprotezione:** Si tratta di un Servizio interno ad Elettra. Il compito principale dell'Attività Radioprotezione è di garantire la tutela del personale dai rischi legati all'utilizzo delle radiazioni ionizzanti, conformemente a quanto previsto dalla normativa vigente. Insieme all'Esperto di Radioprotezione, l'Attività Radioprotezione fornisce supporto, competenza e sorveglianza sulle problematiche radiologiche legate al funzionamento di Elettra, definisce la logica e verifica il funzionamento dei Sistemi di Sicurezza del Personale dell'acceleratore, effettua il monitoraggio della radiazione ambientale e definisce requisiti e procedure di radioprotezione per i diversi progetti che comportano l'utilizzo di radiazioni ionizzanti. [17]

## <sup>2</sup>Angolo solido



Angolo solido [4]

Esempio sorgente puntiforme (*ved. figura Angolo solido*):

- S: sorgente di radiazione;
- d: distanza sorgente-rivelatore;
- a: raggio volume attivo del rivelatore;
- A: superficie rivelatore.

<sup>3</sup>**Tempo di emivita biologico:** tempo necessario affinché l'attività del radionuclide immesso nel corpo si riduca della metà.

<sup>4</sup>«**pratica**»: un'attività umana che può aumentare l'esposizione di singole persone alle radiazioni provenienti da una sorgente di radiazioni ed è gestita come una situazione di esposizione pianificata» (*art. 7, punto 107*), *D.Lgs. 101/2020*).

<sup>5</sup>«**sorveglianza fisica**»: l'insieme dei dispositivi adottati, delle valutazioni, delle misure e degli esami effettuati, delle indicazioni fornite e dei provvedimenti formulati dall'esperto di radioprotezione al fine di garantire la protezione sanitaria dei lavoratori e degli individui della popolazione” (*art. 7, punto 145*), *D.Lgs. 101/2020*).

<sup>6</sup>«**sorveglianza sanitaria**»: l'insieme degli atti medici adottati dal Medico Autorizzato, finalizzati a garantire la protezione sanitaria dei lavoratori esposti” (*art. 7, punto 146*), *D.Lgs. 101/2020*).

## Bibliografia

- [1] [https://moodle2.units.it/pluginfile.php/553460/mod\\_resource/content/1/Dispensa\\_Fis-Nuc-Mag%2822-23%29%28a%29.pdf](https://moodle2.units.it/pluginfile.php/553460/mod_resource/content/1/Dispensa_Fis-Nuc-Mag%2822-23%29%28a%29.pdf), Università degli studi di Trieste.
- [2] P. Corvisiero, *Appunti di radioattività*, Università degli studi di Genova, Dipartimento di Fisica, Anno Accademico 2002/2003.
- [3] Maurizio Pelliccioni, *Fondamenti fisici della radioprotezione*, Pitagora Editrice Bologna (1989).
- [4] Glenn F. Knoll, *Radiation detection and measurement*, John Wiley & Sons Ltd, 4th ed (2010).
- [5] Giovanni Scian, *Il calorimetro elettromagnetico tracciante dell'esperimento pamera per lo studio dell'antimateria nello spazio* [tesi di laurea], Corso Di Laurea In Fisica, Università degli studi di Trieste.
- [6] Gordon Gilmore, *Practical Gamma-ray Spectroscopy*, John Wiley & Sons Ltd, 2nd ed (2008).
- [7] [https://it.wikipedia.org/wiki/Particella\\_%CE%B2](https://it.wikipedia.org/wiki/Particella_%CE%B2), Wikipedia.
- [8] Pubblicazione ICRP 103 (2007).
- [9] INAIL, *I danni per la salute*, Conoscere il rischio Radiazioni ionizzanti (2022).  
URL: [https://www.inail.it/cs/internet/docs/i\\_danni\\_per\\_la\\_salute\\_pdf\\_2443085453308.pdf?section=attivita](https://www.inail.it/cs/internet/docs/i_danni_per_la_salute_pdf_2443085453308.pdf?section=attivita).
- [10] Ki Moon Seong, Songwon Seo, Dalnim Lee, Min-Jeong Kim, Seung-Sook Lee, Sunhoo Park and Young Woo Jin, *Is the Linear No-Threshold Dose-Response*

*Paradigm Still Necessary for the Assessment of Health Effects of Low Dose Radiation?*, J Korean Med Sci (2016).

[11] <https://www.elettra.eu/lightsources/elettra/id/page-2.html?showall=>, Elettra Sincrotrone Trieste (2015).

[12] Canberra, *Detector specification and performance data* (2012).

[13] Canberra, Mirion Technologies, *AEGIS-BE5030 Detector Chamber Typical Cross-Section View*.

[14] Canberra, *ISOCS Tech Reference Manual - 9231013G*.

[15] <https://www.mirion.com/products/technologies/measurement-systems-for-fuel-cycle-safeguards-and-d-d/nda-safeguards-applied-systems/in-situ-systems/isoxshld-isocs-shield-systems>, Mirion Technologies.

[16] F. Lucci, M. Pelliccioni, A. Rindi, *La radioprotezione intorno agli acceleratori di particelle*, Minerva medica (1974).

[17] <https://www.elettra.eu/activities/radiation-protection/radioprotezione.html>, Elettra Sincrotrone Trieste.

<https://www.lngs.infn.it/it/radioattivita>, Istituto Nazionale di Fisica Nucleare.

Attività radioprotezione, *Procedure operative di misura*, Elettra Sincrotrone Trieste (2023).

Attività radioprotezione, *Cenni sulla radioattività*, Slides di formazione di Elettra Sincrotrone Trieste (2023).

Attività radioprotezione, *Rischio radiologico nei tunnel macchina in Shutdown*, Slides di formazione di Elettra Sincrotrone Trieste (2023).

Sylvie Braibrant, Giorgio Giacomelli, Maurizio Spurio, *Particelle e interazioni fondamentali*, Springer, 2a edizione (2012).

Marcella Mauro, Radioprotezione sanitaria, Slides Corso di Radioprotezione sanitaria per CdL Tecniche delle prevenzione nell'ambiente e nei luoghi di lavoro, Università degli studi di Trieste (2022).

Giovanni Scian, Tesi di master TNRI, Istituto Nazionale di Fisica Nucleare (2003).

Giuseppe Taino, Effetti delle radiazioni ionizzanti e sorveglianza medica dei lavoratori esposti, Slides del Corso di Radioprotezione, Istituto Nazionale Fisica Nucleare, Pavia (2004).

<https://www2.pv.infn.it/~altieri/webmail/DISPENSA-05-06/fis-radio-cap8-13.pdf>,  
Istituto Nazionale di Fisica Nucleare.

Genie 2000 Customization Tools Manual, Canberra Industries (2004).

Genie 2000 Spectroscopy Software Operations, Canberra Industries (2006).

Decreto Legislativo 31 luglio 2020, n. 101.

Direttiva 2013/59/Euratom.