



Agenzia Nazionale per le Nuove Tecnologie,  
l'Energia e lo Sviluppo Economico Sostenibile



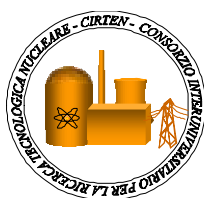
*Ministero dello Sviluppo Economico*

## RICERCA DI SISTEMA ELETTRICO

*Documento CERSE-UNIROMA1 RL 1158/2010*

Progetto particolareggiato di un prototipo di sistema integrato di caratterizzazione radiologica non distruttiva: progetto ed ottimizzazione della cavità di rivelazione e del sistema di termalizzazione dei neutroni; progetto ed ottimizzazione dei targets per la produzione di radiazione X di bremsstrahlung e per la produzione di neutroni di interrogazione

*R. Remetti, F. Manni*



PROGETTO PARTICOLAREGGIATO DI UN PROTOTIPO DI SISTEMA INTEGRATO DI CARATTERIZZAZIONE RADIOLOGICA NON DISTRUTTIVA: PROGETTO ED OTTIMIZZAZIONE DELLA CAVITÀ DI RIVELAZIONE E DEL SISTEMA DI TERMALIZZAZIONE DEI NEUTRONI; PROGETTO ED OTTIMIZZAZIONE DEI TARGETS PER LA PRODUZIONE DI RADIAZIONE X DI BREMSSTRAHLUNG E PER LA PRODUZIONE DI NEUTRONI DI INTERROGAZIONE

R. Remetti, F. Manni

Settembre 2010

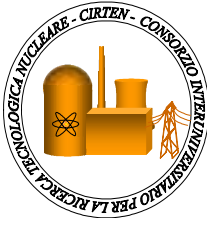
Report Ricerca di Sistema Elettrico

Accordo di Programma Ministero dello Sviluppo Economico – ENEA

Area: Produzione e fonti energetiche

Tema: Nuovo Nucleare da Fissione

Responsabile Tema: Stefano Monti, ENEA



**CIRTEN**  
**CONSORZIO INTERUNIVERSITARIO**  
**PER LA RICERCA TECNOLOGICA NUCLEARE**

**UNIVERSITA' DI ROMA1**  
**DIPARTIMENTO DI INGEGNERIA ELETTRICA**

**PROGETTO DI RICERCA:** linea di attività LP4-B - Progetto particolareggiato di un prototipo di sistema integrato di caratterizzazione radiologica non distruttiva.

- Progetto ed ottimizzazione della cavità di rivelazione e del sistema di termalizzazione dei neutroni
- Progetto ed ottimizzazione dei targets per la produzione di radiazione X di bremsstrahlung e per la produzione di neutroni di interrogazione

**CIRTEN-UNIROMA1 RL 1158/2010**

**AUTORI**

**Prof. R.Remetti**  
**Ing. F.Manni**

**PISA, GIUGNO 2010**

## INDICE

Introduzione .....	4
1. Tecniche di Interrogazione.....	6
1.1 Interrogazione Neutronica.....	6
1.1.1 Principi del metodo .....	6
1.2 Interrogazione Gamma.....	7
1.2.1 Principi del metodo .....	7
1.3 Parametri di progetto di un sistema di Interrogazione Neutronica e Gamma.....	8
1.3.1 Sistema di rivelazione .....	10
2. Spettro di Bremsstrahlung.....	13
2.1. Definizione delle celle .....	13
2.2. Definizione delle superfici .....	13
2.3. Definizione della sorgente .....	14
2.4. Definizione dei materiali.....	14
2.5. Tally .....	14
2.6. Risultati .....	14
3. Progetto ed ottimizzazione della cavità di rivelazione e del sistema di termalizzazione dei neutroni – prestazioni ottenibili.....	16
3.1 Calcolo della produzione di fotoneutroni.....	16
3.2 Simulazioni MCNP del sistema di misura ipotizzato .....	17
3.3. Descrizione della geometria del problema in MCNP .....	18
3.3.1. Definizione delle celle.....	19
3.3.2 Definizione delle superfici .....	19
3.3.3. Definizione della sorgente .....	20
3.3.4 Definizione dei materiali.....	20
3.3.5 Tally.....	21
3.4 Limiti di rivelazione .....	21
3.4.1 Rifiuti non condizionati $\alpha$ -contaminati.....	21
3.4.1.1 Sistema di rivelazione con schermo di Cadmio.....	21
3.4.1.2 Sistema di rivelazione senza schermo di Cadmio .....	26
3.4.1.3 Miglioramento delle prestazioni ottenibili.....	29
3.4.2 Rifiuti inglobati in matrici cementizie .....	32
3.4.2.1 Sistema di rivelazione con schermo di Cadmio.....	32
3.4.2.2 Sistema di rivelazione senza schermo di Cadmio .....	33
3.4.2.3 Miglioramento delle prestazioni ottenibili.....	34
4. Progetto ed ottimizzazione dei target per la produzione di radiazione X di bremsstrahlung e per la produzione dei neutroni di interrogazione – prestazioni ottenibili .....	36
4.1 Fotofissione e produzione di neutroni ritardati.....	36
4.2 Descrizione della geometria del problema in MCNP .....	38
4.3 Limiti di rivelazione .....	38
4.3.1 Rifiuti non condizionati $\alpha$ -contaminati.....	39
4.3.2 Rifiuti inglobati in matrici cementizie .....	39
5. Definizione della massa di $^{235}\text{U}$ equivalente ( $^{235}\text{U}_{\text{eff}}$ ) per la fissione indotta.....	41
6. Definizione della massa di $^{238}\text{U}$ equivalente ( $^{238}\text{U}_{\text{eff}}$ ) per la fotofissione .....	43
Conclusioni.....	45
Bibliografia. ....	47

Appendice A ..... 48  
Appendice B ..... 49

## INTRODUZIONE

Obiettivo del presente lavoro è lo studio delle prestazioni ottenibili con tecniche non distruttive basate sull'impiego di un acceleratore lineare di elettroni, per la determinazione, in contenitori di rifiuti radioattivi da 200 litri, della massa di fissile o del contenuto totale di attinidi. L'uso di un linac dotato di apposito target offre la possibilità di avere fasci neutronici e gamma, di notevole intensità, richiesti per Tecniche di Interrogazione Neutronica e Gamma.

I rifiuti radioattivi considerati nel presente lavoro sono:

- rifiuti tecnologici non condizionati  $\alpha$ -contaminati caratterizzati da una matrice composta da elementi quali carta, cotone, polimeri o plastiche (costituenti di asciugamani, guanti, camici o soprascarpe, utilizzati nel quotidiano esercizio di laboratorio): il rifiuto potrebbe presentare piccole quantità di Plutonio o di Uranio, proveniente dalla manipolazione di materiali fissili, come residuo delle suddette attività;
- rifiuti inglobati in matrici cementizie, provenienti dal riprocessamento di elementi di combustibile derivanti dall'esercizio di centrali elettronucleari.

I sistemi basati sull'utilizzo di un acceleratore lineare prevedono, in generale, che il fascio di elettroni, opportunamente deviato, investa un target ad alto numero atomico  $Z$  per produrre un flusso fotonico di bremsstrahlung: il fascio fotonico può, a sua volta, investire un ulteriore target per la creazione di fotoneutroni, con conseguente produzione di neutroni per fissione indotta su materiale fissile presente nel fusto, oppure può interrogare direttamente il fusto per avere reazioni di fotofissione [1].

La Tecnica di Interrogazione Neutronica può essere usata per determinare la quantità di materiale fissile presente entro il waste package. Un sistema di interrogazione neutronica è generalmente costituito, oltre che dal linac, da un target per la produzione di fotoneutroni, da un moderatore per la termalizzazione dei neutroni e da rivelatori ad  $^3\text{He}$  per il conteggio dei neutroni veloci provenienti dalla fissione indotta su isotopi quali  $^{235}\text{U}$  o  $^{239}\text{Pu}$ .

Nella Tecnica di Interrogazione Gamma, (così definita tradizionalmente viste le energie dei fotoni in gioco anche se a rigore si tratta di fotoni X di bremsstrahlung) usata per determinare la massa totale degli attinidi presenti nel fusto, il fascio di fotoni di bremsstrahlung viene fatto incidere direttamente sul contenitore di rifiuti generando reazioni di fotofissione: la rivelazione dei neutroni ritardati relativi alle fotofissioni indotte nel fusto dà informazioni sulla presenza di materiale fotofissile.

Il paragrafo 1 introduce i concetti fondamentali e le basi teoriche delle Tecniche di Interrogazione Neutronica e Gamma, nonché la descrizione del sistema di interrogazione ipotizzato.

Nel paragrafo 2 è presentata l'analisi e la descrizione della geometria ipotizzata per il target impiegato per la produzione di fotoni da bremsstrahlung: in esso vengono, dunque, illustrati e spiegati gli "input", forniti al codice MCNP, per mezzo dei quali è stato possibile ottenere lo spettro di fotoni da bremsstrahlung.

Il paragrafo 3 presenta la descrizione della geometria ipotizzata per una testa di misura utilizzabile per un sistema di misura neutronico basato su tecniche attive: in esso sono riportati gli "input", forniti al codice MCNP, per mezzo dei quali è stato possibile effettuare lo studio di ottimizzazione dei parametri di misura e i limiti di rivelazione raggiungibili. Il medesimo paragrafo illustra l'algoritmo utilizzato per il calcolo dell'intensità neutronica uscente dal target di Berillio.

Il paragrafo 4 presenta l'algoritmo impiegato per il calcolo delle reazioni di fotofissione dovute al fascio gamma proveniente dal target di Tungsteno, algoritmo che consente anche il calcolo del limite di rivelazione raggiungibile con la Tecnica di Interrogazione Gamma.

I paragrafi 5 e 6, infine, mostrano le possibilità di definizione di una massa di  $^{235}\text{U}_{\text{eff}}$ , per la fissione indotta, e di una massa di  $^{238}\text{U}_{\text{eff}}$ , per la fotofissione, in analogia alla massa di  $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$  per la fissione spontanea. Sarà sufficiente, in questa maniera, fornire i risultati della misura di interrogazione  $n$  o  $\gamma$  rispettivamente in termini di  $^{235}\text{U}_{\text{eff}}$  o in termini di  $^{238}\text{U}_{\text{eff}}$ .

## 1. TECNICHE DI INTERROGAZIONE ATTIVA

### 1.1 Interrogazione Neutronica.

#### 1.1.1 Principi del metodo.

La Tecnica di Interrogazione Neutronica può essere utilizzata per determinare la quantità di materiale fissile presente entro un contenitore di rifiuti radioattivi. I componenti fondamentali di un sistema di interrogazione neutronica sono:

- acceleratore lineare di elettroni (linac);
- target per la produzione di fotoni da bremsstrahlung;
- target per la produzione di fotoneutroni;
- moderatore per la termalizzazione dei neutroni;
- rivelatori ad  $^3\text{He}$  per la rivelazione dei neutroni veloci dovuti a reazioni di fissione indotta su isotopi fissili, presenti nel waste, quali  $^{235}\text{U}$  o  $^{239}\text{Pu}$ .

La sorgente di neutroni è realizzata mediante un fascio di elettroni accelerati da un linac che investe un bersaglio ad alto numero atomico producendo fotoni di bremsstrahlung i quali, a loro volta, producono neutroni interagendo con i nuclei di un target appropriato. Il set “acceleratore di elettroni + target di bremsstrahlung + target ( $\gamma,n$ )” genera un flusso di neutroni veloci.

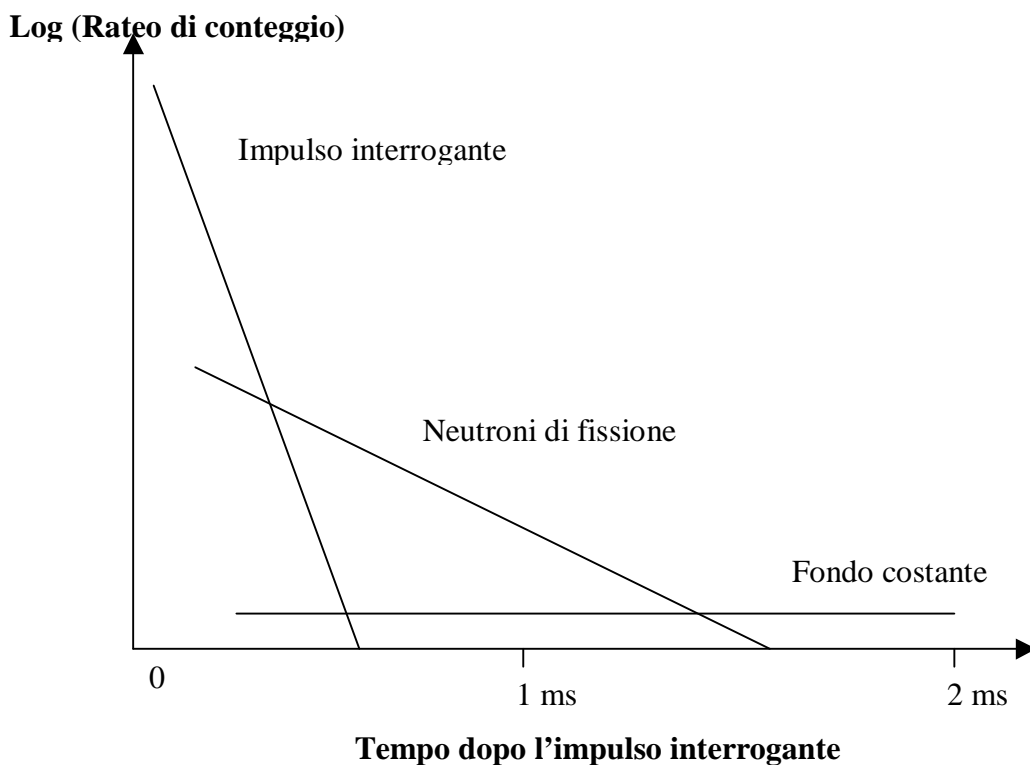
La variazione del rateo di conteggio dei rivelatori in funzione del tempo è schematicamente mostrata in Figura 1 [1].

Lo spettro temporale, tipicamente, è costituito da tre componenti: un fondo costante dovuto alla emissione neutronica passiva del waste package e alla componente dei neutroni ritardati provenienti dalle reazioni di fissione, e due componenti che decadono con due diverse caratteristiche costanti di decadimento temporale. La componente relativa alla costante temporale più lunga è dovuta a neutroni veloci derivanti dalla fissione del materiale fissile contenuto nel rifiuto radioattivo ed è, quindi, collegata alla massa di materiale fissile presente. La componente relativa alla costante temporale più breve rappresenta la rivelazione dell'iniziale impulso neutronico veloce e contiene informazioni circa l'intensità del flusso neutronico interrogante. La costante di decadimento temporale di questa componente è caratteristica del sistema di rivelazione che consiste, generalmente, di un package di contatori proporzionali ad  $^3\text{He}$  circondato da materiale moderante, quale polietilene, e rivestito di uno strato di Cadmio, necessario per lo schermaggio dai neutroni termici. I neutroni veloci che entrano nel sistema di rivelazione sono termalizzati nel materiale moderante e rivelati nei contatori proporzionali.

Le “performance” di un sistema di interrogazione neutronica attiva basato su un linac dipendono, dunque, essenzialmente dalle caratteristiche di quattro processi:



- la produzione di fotoni di bremsstrahlung dovuta al frenamento di un fascio di elettroni provenienti dal linac su un target ad alto numero atomico  $Z$ ;
- la fotoproduzione di neutroni da fotoni di bremsstrahlung mediante un target costituito tipicamente da Be o  $H^2$ ;
- il trasporto dei neutroni dal bersaglio fotoneutronico al fusto e la susseguente termalizzazione;
- il trasporto dei neutroni di fissione, prodotti dall'interazione del flusso interrogante con il materiale fissile, ai rivelatori per neutroni (tale processo determina l'efficienza di rivelazione del sistema "matrice + sistema di rivelazione").



**Figura 1: Caratteristiche dello spettro temporale del rateo di conteggio in un sistema di rivelazione per neutroni veloci nel caso di Tecnica di Interrogazione Neutronica.**

## 1.2 Interrogazione Gamma.

### 1.2.1 Principi del metodo.

La Tecnica di Interrogazione Gamma consiste nell'irraggiare materiale radioattivo con fasci fotonici di alta energia in modo da produrre reazioni di fotofissione sugli elementi transuranici presenti nel suddetto materiale.

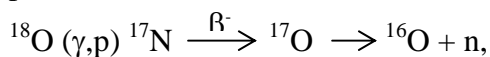
La misura è basata sulla rivelazione di neutroni di fotofissione pronti o ritardati per stabilire la quantità di materiale “fotofissile” presente.

I metodi di misura utilizzabili possono essere:

- irraggiamento a bassa energia ( $\leq 7$  MeV) seguito dal conteggio dei neutroni pronti di fotofissione;
- irraggiamento ad alta energia (15 MeV) seguito dal conteggio dei soli neutroni ritardati.

Il primo metodo ha il vantaggio di essere caratterizzato da una buona statistica: il numero di neutroni pronti emessi durante la fissione è circa 100 volte più grande del numero di neutroni ritardati emessi dopo la fissione. Ma le reazioni  $(\gamma, n)$  su materiali diversi dai transuranici producono segnali di interferenza che crescono proporzionalmente all’energia del fotone incidente. Sarebbe, dunque, necessario avere fasci fotonici di energia relativamente bassa; ma poiché anche la sezione d’urto di fotofissione cresce proporzionalmente all’energia dei fotoni, ciò limita il numero di reazioni utili. E’ importante sottolineare, inoltre, che l’interrogazione con fotoni satura il sistema di misura per circa 1 ms grazie al “gamma flash” che investe i rivelatori.

Il secondo metodo, ossia il conteggio dei neutroni ritardati, presenta lo svantaggio di avere una bassa statistica, dato il ridotto numero di neutroni provenienti dalla reazione di fotofissione; ma, d’altra parte, risulta praticamente indipendente dall’interferenza dei fotoneutroni e dal “gamma flash” che investe i rivelatori. Usando, dunque, fotoni di alta energia cresce il rateo di reazione di fotofissione senza aumentare il rumore di fondo durante il conteggio; in questa condizione è tuttavia possibile l’interferenza dovuta alla reazione:



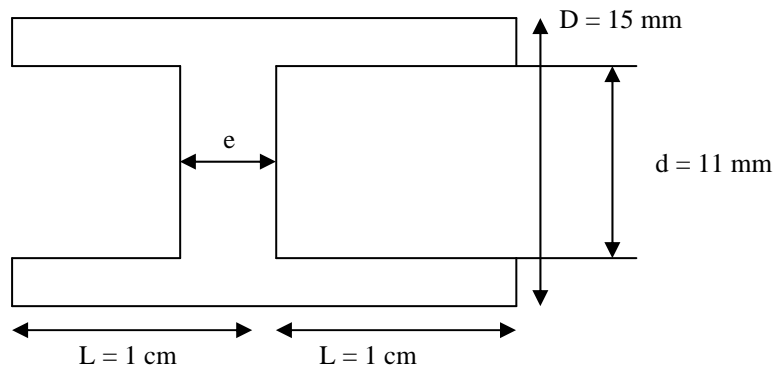
essendo il periodo di dimezzamento dell’ $^{17}\text{O}$  di 4.16 secondi e il branching ratio per il decadimento in  $^{16}\text{O} + n$  pari al 95%. I neutroni provenienti dalla suddetta reazione non sono, dunque, discriminabili dai neutroni ritardati di fotofissione. Tuttavia, dal momento che la soglia per la reazione  $(\gamma, p)$  su  $^{18}\text{O}$  è pari a 15.9 MeV, limitando l’energia del linac a 15 MeV si elimina la fonte di disturbo [6].

### 1.3 Parametri di progetto di un Sistema di Interrogazione Neutronica e Gamma.

La progettazione di un sistema di interrogazione, neutronica e gamma, è stata ipotizzata con la possibilità di utilizzare un acceleratore lineare di elettroni, linac, con le seguenti caratteristiche:

- energia degli elettroni:  $E_e = 15$  MeV;
- intensità di corrente:  $i = 140$  mA;
- durata dell’impulso:  $w = 2.5$   $\mu\text{s}$ ;
- frequenza di ripetizione degli impulsi:  $f = 50$  Hz.

Il target di bremsstrahlung disposto sull'acceleratore è stato ipotizzato con la geometria descritta in Figura 2 [2].



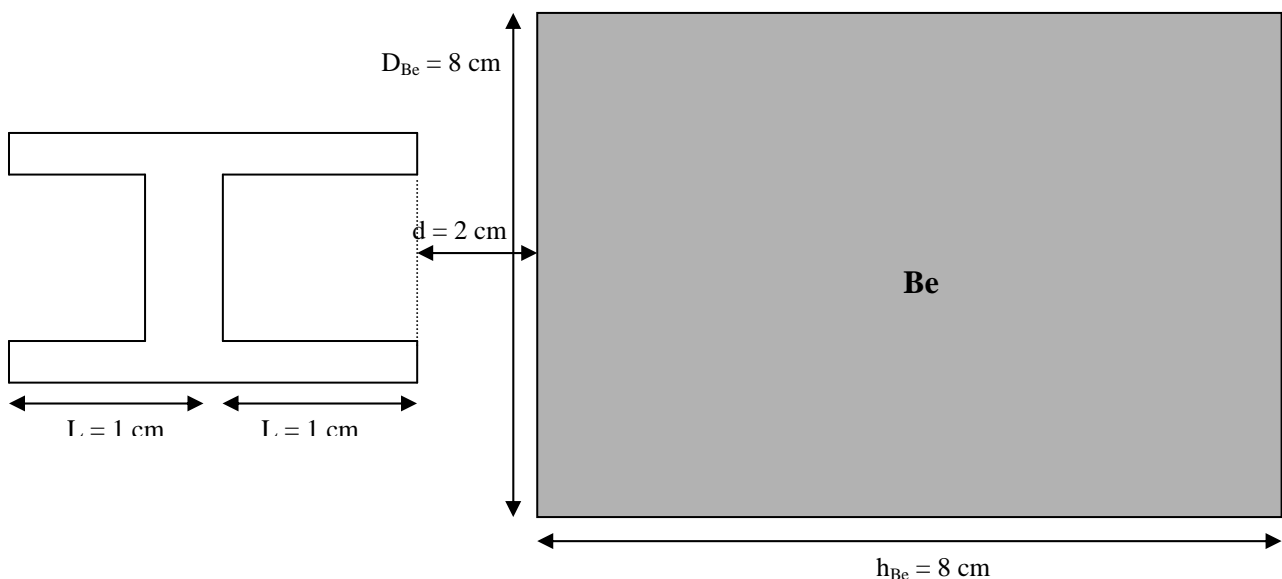
**Figura 2: Forma e dimensioni del target di bremsstrahlung posto sul linac.**

Esso consiste in un target cilindrico avente lunghezza totale pari a 2 cm e diametro esterno pari a 15 mm. Il materiale considerato per la realizzazione del bersaglio è il Tungsteno (W), caratterizzato da un elevato numero atomico  $Z$  (74), da una elevata densità ( $\rho = 19.3 \text{ g/cm}^3$ ), da un valore di soglia per la reazione  $(\gamma, n)$  relativamente basso (circa 6 MeV) e da una elevata sezione d'urto  $(\gamma, n)$ , con conseguenti alti ratei di produzione di fotoneutroni. La massima efficienza di conversione di bremsstrahlung si ha per uno spessore pari a:

$$e = 0.4 r_0$$

dove  $r_0$  = range degli elettroni [7].

Il target per la produzione di fotoneutroni, posto successivamente al bersaglio di Tungsteno (vedi figura), è un cilindro di Berillio di lunghezza pari a 8 cm e diametro di 8 cm. La distanza fra il target di bremsstrahlung e il target di Berillio è stata posta a 2 cm.



### 1.3.1 Sistema di rivelazione.

Come riferimento è stato considerato il sistema di rivelazione già in uso presso il Centro Ricerche ENEA Casaccia (Roma), presso l'Impianto Plutonio. Il sistema, a geometria assiale con base a prisma decagonale, può essere diviso in tre parti funzionali:

- banchi di rivelatori;
- zona di moderazione dei neutroni;
- cavità di rivelazione.

I banchi di rivelatori sono 14, 8 in posizione verticale intorno alla cavità di rivelazione, 3 orizzontali sopra la cavità e altri 3 orizzontali sotto la cavità, per un totale di 56 rivelatori: due banchi di rivelatori sono rimossi, rispetto al decagono, per consentire l'alloggiamento del target di Berillio.

Le dimensioni dei blocchi sono riassunte nella Tabella 1.

**Tabella 1: Dimensioni (in *cm*) dei blocchi rivelatori.**

Altezza esterna	104
Larghezza blocco	24.9
Spessore blocco	8.6
Distanza rivelatori	6.7

I rivelatori sono costituiti da contatori proporzionali ad  $^3\text{He}$  ( $^3\text{He} + n \longrightarrow ^3\text{H} + p + 0.764 \text{ MeV}$ ) caratterizzati da una pressione nominale di riempimento di 4 bar e un'efficienza di rivelazione per il singolo rivelatore pari a circa il 5%.

Le dimensioni dei contatori ad  $^3\text{He}$  sono riportate nella Tabella 2.

**Tabella 2: Dimensioni (in *cm*) dei rivelatori ad  $^3\text{He}$**

Altezza esterna ( $h_e$ )	104
Altezza interna ( $h_i$ )	91.7
Diametro esterno ( $D_e$ )	2.54
Diametro interno ( $D_i$ )	2.50
Spessore superiore ( $t_s$ )	6.15
Spessore inferiore ( $t_i$ )	6.15

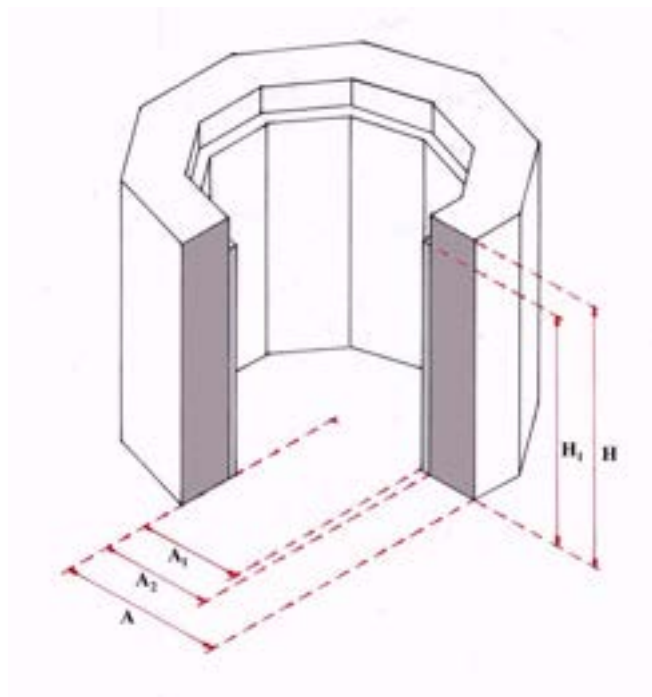
Spessore laterale ( $t_e$ )	0.02
-----------------------------	------

La zona di moderazione dei neutroni è suddivisibile in tre parti: una zona laterale, una zona inferiore ed una superiore (corrispondentemente ai blocchi rivelatori).

La zona laterale, le cui dimensioni sono riportate nella Figura 3 e nella Tabella 3, è costituita da un guscio a prisma decagonale con asse verticale circoscritto alla cavità di rivelazione: due blocchi del guscio devono essere rimossi per consentire il posizionamento del cilindro di Berillio. Il guscio è costituito da polietilene ad alta densità ( $0.98 \text{ g/cm}^3$ ), al cui interno sono praticati i fori in cui alloggiavano i rivelatori dei banchi verticali.

**Tabella 3: Dimensioni (in cm) della zona di moderazione laterale.**

Altezza esterna (H)	117
Altezza interna ( $H_1$ )	104
Apotema interno ( $A_1$ )	47
Apotema interno ( $A_2$ )	51
Apotema esterno (A)	73



**Figura 3: Zona laterale di moderazione**

Le zone inferiore e superiore, poste, rispettivamente, sotto e sopra la cavità di rivelazione, sono costituite da prismi decagonali di polietilene ad alta densità di altezza pari a 36 cm ed apotema pari a 73 cm al cui interno sono alloggiati i rivelatori dei banchi orizzontali.

Due liner di Cadmio, di spessore 1 mm, sono posti, rispettivamente, intorno alla cavità di rivelazione e dietro i banchi di rivelatori: quest'ultimo, in unione con altre lastre di polietilene (250 mm) poste dietro i banchi di rivelatori, è necessario per ridurre gli effetti di fondo.

La cavità di rivelazione, a forma decagonale, può ospitare waste packages di volume fino a 500 litri. Il target di Berillio, assente durante l'eventuale funzionamento in interrogazione gamma, è stato posizionato all'interno della sample cavity, fra il contenitore di rifiuti e la zona di moderazione, a metà altezza rispetto al fusto.

## 2. SPETTRO DI BREMSSTRAHLUNG

Lo studio dello spettro di bremsstrahlung è stato condotto utilizzando il codice di calcolo MCNP4B (Monte Carlo Photon and Neutron transport code) [3]. Affinché il codice MCNP possa effettuare i calcoli e le simulazioni di interesse, è necessario fornire ad esso un file di input contenente tutte le informazioni relative al problema da simulare, che viene letto dal codice stesso. Nel caso in esame è stata simulata una sorgente monodirezionale di elettroni seguita dal target di Tungsteno e di Berillio.

In Appendice A è riportato il file di input relativo alla simulazione volta all'ottenimento dello spettro di bremsstrahlung in funzione dell'energia e dell'angolo di emissione dei fotoni. Di seguito viene effettuata una descrizione di tale file di input.

L'input del codice MCNP si compone di cinque parti distinte:

- 1) Definizione delle celle;
- 2) Definizione delle superfici;
- 3) Definizione della sorgente;
- 4) Definizione dei materiali;
- 5) Tally.

### 2.1 Definizione delle celle.

Le celle 1 e 2 rappresentano il target di Tungsteno, mentre la cella 6 è relativa alla definizione del target di Berillio. Le celle da 3 a 6 e da 7 a 8 definiscono volumi di aria circondanti i due bersagli.

### 2.2 Definizione delle superfici.

Come sistema di riferimento si è scelta una terna di assi cartesiani XYZ avente l'origine in corrispondenza del centro della sorgente di elettroni e l'asse Y coincidente con la direzione della sorgente. Il target di Tungsteno è stato schematizzato mediante cilindri con asse parallelo all'asse Y aventi diametro esterno pari a 1.5 cm, diametro interno pari a 1.1 cm (superfici 1 e 2) e delimitati da piani perpendicolari all'asse Y (piani da 3 a 6).

Il target di Berillio è stato schematizzato mediante un cilindro con asse parallelo all'asse Y aventi diametro esterno pari a 8 cm (superficie 8), delimitato da piani perpendicolari all'asse Y (piani 9 e 10).

### 2.3 Definizione della sorgente.

La sorgente di elettroni (PAR=3), posta al centro del sistema di riferimento (POS=0 0 0), è caratterizzata da una energia di 15 MeV (ERG=15), è puntiforme ed è monodirezionale nella direzione dell'asse Y (DIR=1 VEC=0 1 0). E' stata scelta la modalità MODE P E poiché si ha una sorgente di elettroni ma si vuole studiare l'intensità dei gamma in uscita dal bersaglio di Tungsteno.

#### **2.4 Definizione dei materiali.**

I materiali presenti sono:

M1: tungsteno, materiale costitutivo del target del linac;

M2: aria circostante i bersagli di tungsteno e di berillio;

M3: berillio, materiale costitutivo del target per la produzione di fotoneutroni.

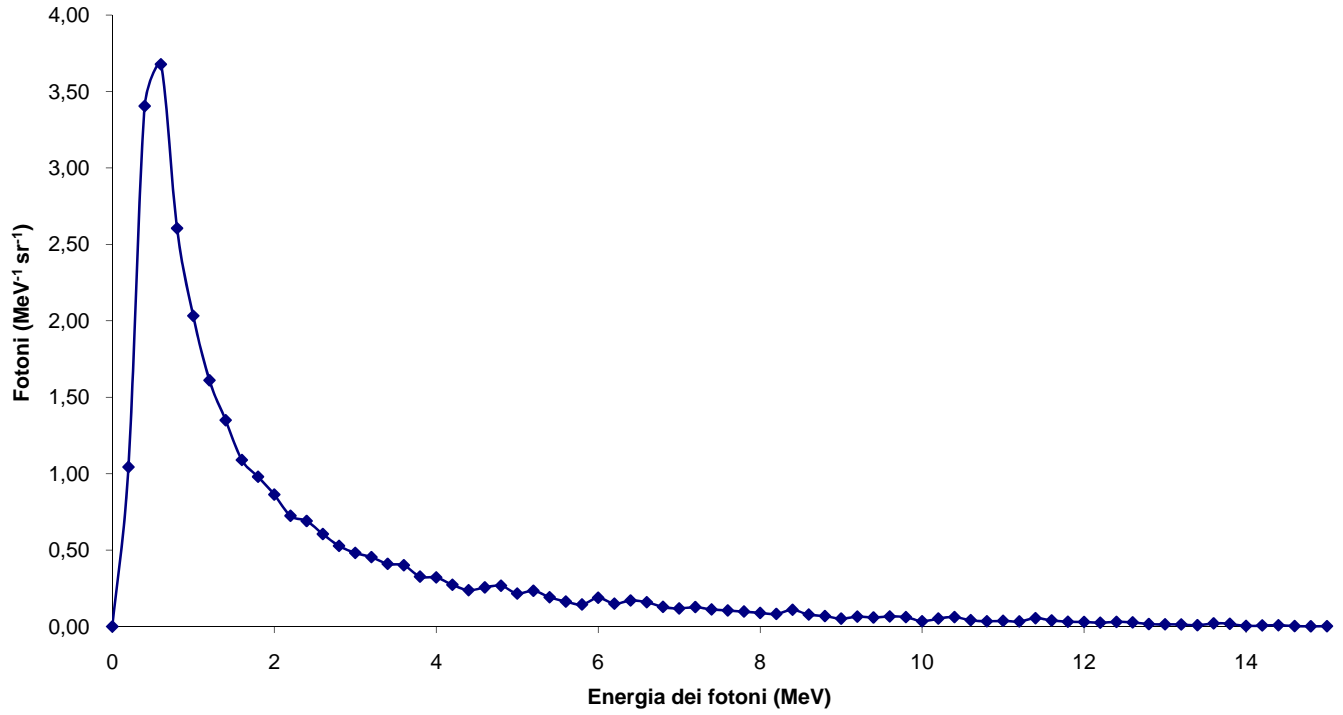
#### **2.5 Tally.**

In uscita è stata richiesta l'informazione relativa al numero di fotoni per unità di energia e per steradiante. Tale informazione è stata ottenuta utilizzando un tally di tipo F1 (numero di particelle che attraversano una superficie) in unione con la carta C1 e la carta di moltiplicazione CM1: si ottiene, così, in output, il numero di fotoni di bremsstrahlung per steradiante attorno ad un angolo  $\theta$ . Inserendo la carta di moltiplicazione EM0 si ottiene il risultato per unità di energia.

#### **2.6 Risultati.**

L'andamento dello spettro di bremsstrahlung, in funzione dell'energia, ottenuto mediante calcoli Monte Carlo è riportato in Figura 4.





**Figura 4: Spettro di Bremsstrahlung corrispondente a energia degli elettroni di 15 MeV.**

### 3. PROGETTO ED OTTIMIZZAZIONE DELLA CAVITÀ DI RIVELAZIONE E DEL SISTEMA DI TERMALIZZAZIONE DEI NEUTRONI

#### 3.1 Calcolo della produzione di fotoneutroni.

Due fra i componenti principali del sistema di interrogazione neutronica sono rappresentati, come detto precedentemente, dal target di Tungsteno per la produzione di fotoni di bremsstrahlung e dal target per la produzione di fotoneutroni, target assunto, in tale progetto, di Berillio. Il calcolo della produzione di fotoneutroni si è reso necessario al fine di caratterizzare pienamente l'intero sistema di interrogazione. Tale calcolo richiede la conoscenza dei valori discreti di sezioni d'urto ( $\gamma, n$ ) su Berillio [4], nonché la conoscenza dello spettro fotonico di bremsstrahlung ottenuto da calcoli Monte Carlo.

L'intensità dei neutroni prodotti dalla reazione ( $\gamma, n$ ) su Berillio può essere calcolata dalla seguente espressione:

$$N_n = N_{Be} \cdot \int_k \int_V \frac{d^2N}{dk \cdot d\Omega}(E_0, k, \mathcal{G}) \cdot \frac{1}{r^2} \cdot e^{-\mu(k) \cdot r_{int}} \cdot \sigma(k) dk \cdot dV$$

dove

$N_{Be}$  è il numero di nuclei di target (Berillio) per unità di volume del target di fotoneutroni;

$\frac{d^2N}{dk \cdot d\Omega}$  è il numero di fotoni di bremsstrahlung per unità di energia e per steradiante intorno

all'angolo  $\mathcal{G}$ ;

$r$  è la distanza del punto in cui si calcola il flusso dalla sorgente di bremsstrahlung;

$e^{-\mu(k) \cdot r_{int}}$  è un fattore che tiene conto dell'attenuazione nel target fotoneutronicco;

$\sigma(k)$  è la sezione d'urto della reazione ( $\gamma, n$ ) su Berillio [4].

L'energia dei fotoneutroni può, invece, essere determinata dalla seguente relazione cinematica:

$$E_n = \frac{A-1}{A} \cdot \left[ k - E_{s(\gamma, n)} - \frac{k^2}{1862 \cdot (A-1)} \right] + k \cdot \left[ \frac{2 \cdot (A-1) \cdot (k - E_{s(\gamma, n)})}{931 \cdot A^3} \right]^{1/2} \cdot \cos \mathcal{G},$$

dove

$k$  è l'energia del fotone (MeV);

$A$  è il numero atomico del target;

$E_{s(\gamma, n)}$  è il valore dell'energia di soglia per la reazione ( $\gamma, n$ ) (MeV);

$\mathcal{G}$  è l'angolo di emissione dei fotoneutroni rispetto all'asse del fascio di elettroni.

Con i parametri di progetto ipotizzati precedentemente si è ottenuto un valore per la produzione di fotoneutroni pari a  $3.4021 \cdot 10^9$  neutroni/ s  $\mu A$ , caratterizzati da una energia media pari a 3.3 MeV.

### 3.2 Simulazioni MCNP del sistema di misura ipotizzato.

Il sistema di misura basato su Tecniche di Interrogazione Neutronica e Gamma ha la funzione di caratterizzare i rifiuti radioattivi, condizionati e non, al fine di valutare la quantità di materiale fissile e fissionabile presente nei fusti.

I rifiuti radioattivi considerati nel presente lavoro sono:

- rifiuti non condizionati  $\alpha$ -contaminati caratterizzati da una matrice composta da elementi quali carta, cotone, polimeri o plastiche;
- rifiuti inglobati in matrici cementizie, provenienti dal riprocessamento di elementi di combustibile derivanti dall'esercizio di centrali elettronucleari.

Il rifiuto tecnologico a bassa contaminazione  $\alpha$ , che è stato considerato e quindi codificato nel linguaggio MCNP, ha un volume di 220 litri ed è caratterizzato da un peso di 25 kg.

Esso deriva dalle normali attività di esercizio di laboratorio, essendo infatti costituito da una matrice a bassa densità composta di carta (asciugamani, ecc.), cotone (camici, ecc.), plastiche e polimeri (guanti, soprascarpe e camici).

Nella Tabella 4 è descritta la composizione percentuale in peso del rifiuto tecnologico preso in considerazione.

**Tabella 4: Composizione percentuale del rifiuto tecnologico.**

Carta	17 %
Cotone	38 %
Guanti	15 %
Sovrascarpe	15 %
Camici PE	15 %

Nel caso di rifiuti radioattivi inglobati in matrici cementizie, si è ipotizzata una composizione della matrice le cui caratteristiche sono riportate, rispettivamente, nelle Tabelle 5 e 6.

**Tabella 5: Composizione Cemento OPC (NUCLECO).**

Composti	Percentuale in peso (%)
paf	2.98
SiO <sub>2</sub>	24.46
Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	6.91
Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	3.8
CaO	54.47
MgO	1.84
K <sub>2</sub> O	1.56
Na <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0.52
SO <sub>3</sub>	2.55
Cl <sup>-</sup>	0.01

**Tabella 6: Caratteristiche Cemento OPC (NUCLECO).**

Peso Cemento + Fusto	452 kg
Peso Fusto	35.5 kg
Volume	207375 cm <sup>3</sup>
Densità	2.01 g/cm <sup>3</sup>
Rapporto acqua/cemento prima della stagionatura	0.49
Rapporto acqua/cemento dopo la stagionatura	0.1715

### 3.3 Descrizione della geometria del problema in MCNP.

In Appendice B è riportato il file di input [3] relativo alla simulazione di rifiuto non condizionato a bassa contaminazione  $\alpha$  in esame; la sorgente di neutroni, coincidente con il target di Berillio, è uniformemente distribuita su tutto il bersaglio. In particolare, sono stati messi a punto due tipi di input, diversi per la geometria della testa di misura ed entrambi finalizzati alla stima dell'efficienza di rivelazione e, quindi, del conteggio dei neutroni rivelati:

1. simulazione della testa di misura dotata di liner di Cadmio;
2. simulazione della testa di misura priva di liner di Cadmio.

Le medesime simulazioni sono state ripetute nel caso di rifiuti radioattivi cementati.

In entrambi i casi si è supposta la presenza, nel fusto di rifiuti, di una quantità di materiale fissile, in particolare  $^{235}\text{U}$ , pari a 1, 100, 1000 grammi.

Gli stessi input sono stati ripetuti in assenza di materiale fissile per valutare il conteggio di fondo dovuto ai soli neutroni di interrogazione

### 3.3.1 Definizione delle celle.

La testa di rivelazione neutronica è stata suddivisa in 244 celle.

Le celle da 1 a 90 rappresentano gli otto banchi di contatori proporzionali ad  $^3\text{He}$  sistemati in posizione verticale intorno alla cavità di rivelazione; le celle da 91 a 140 rappresentano altri 6 banchi rivelatori, 3 orizzontali, sopra la cavità di rivelazione, e 3 verticali, sotto la cavità stessa.

La zona di moderazione, costituita da lastre di polietilene ad alta densità, è definita dalle celle 9, 18, 27, 36, 45, 54, 63, 90, 115 e 140. Le celle da 142 a 239 definiscono i liner di Cadmio e Duralluminio, che circondano i blocchi rivelatori, e i liner di Cadmio, sistemati dietro i banchi rivelatori, aventi lo scopo di ridurre gli effetti di fondo.

La cella 241 rappresenta, nell'esempio riportato in Appendice B, il fusto contenente i rifiuti radioattivi condizionati, mentre la cella 242 costituisce il contenitore realizzato in acciaio AISI 309.

Il mondo esterno è definito tramite le celle 244 – 254.

La cella 2431 rappresenta il target di Berillio sistemato a metà altezza rispetto al fusto dei rifiuti.

### 3.3.2 Definizione delle superfici.

Come sistema di riferimento si è scelta una terna di assi cartesiani XYZ avente l'origine in corrispondenza del centro della sample cavity e l'asse Z coincidente con l'asse della cavità.

I rivelatori dei banchi verticali sono stati schematizzati mediante cilindri cavi con l'asse parallelo all'asse Z aventi diametro esterno pari a 2.54 cm e spessore 0.02 cm (superfici da 1 a 80) e delimitati da piani perpendicolari all'asse X (piani da 200 a 657). I rivelatori dei banchi orizzontali sono cilindri con asse parallelo all'asse X (superfici da 81 a 128) delimitati da piani perpendicolari all'asse Z (piani da 700 a 718).

Il contenitore del waste è costituito da un cilindro posto sull'asse Z avente diametro esterno pari a 57.4 cm e spessore 0.3 cm (superfici 804 e 805) e delimitato da piani perpendicolari all'asse Z (piani da 800 a 803).

I piani da 720 a 723 (piani paralleli al piano YZ), da 730 a 731 (paralleli al piano XZ) e da 1023 a 1062 (piani radiali) sono necessari per delimitare la geometria della testa di misura.

Il target cilindrico di Berillio è stato schematizzato con un cilindro con asse parallelo all'asse Y (superficie 806) e piani perpendicolari all'asse Y (piani 807 e 808).

### 3.3.3 Definizione della sorgente.

La sorgente di neutroni è distribuita uniformemente in volume entro la cella che costituisce il target di Berillio. Tale situazione è stata simulata mediante l'uso combinato delle seguenti variabile di sorgente: POS, RAD, AXS, EXT.

Il campionamento uniforme della posizione di emissione di una particella avviene su una circonferenza aventi le seguenti caratteristiche:

- raggio variabile da 0 a 4 cm (variabile di sorgente RAD con distribuzione D1);
- ha il centro sull'asse Y ed appartiene ad un piano ad esso perpendicolare (variabile di sorgente AXS; 0 1 0 sono i coseni direttori dell'asse);
- la distanza del centro della circonferenza, lungo l'asse Y, dal punto mediano della lunghezza del target (variabile POS) è campionata uniformemente con la variabile EXT.

Le energie delle particelle di sorgente sono campionate mediante le distribuzioni SI3, SP3 che forniscono lo spettro dei neutroni in uscita dal target di Berillio.

### 3.3.4 Definizione dei materiali.

I materiali presenti sono:

M1: cadmio presente, nella testa di rivelazione, sotto forma di liner posto intorno alla cavità di rivelazione e dietro i banchi di rivelatori;

M2: elio, in particolare  $^3\text{He}$ , presente nei contatori proporzionali per la rivelazione dei neutroni;

M3: acciaio, costituente le pareti del rivelatore e il contenitore. Esso è composto da Ferro (68.92% in peso), Carbonio (0.08%), Manganese (2.00%), Silicio (1.00%), Cromo (19.00%) e Nichel (9.00%);

M4: polietilene ad alta densità, costituente la zona di moderazione della testa di misura;

M5: aria presente fra la testa di rivelazione ed il contenitore o, se il contenitore è assente, nella sample cavity;

M6: duralluminio presente, sotto forma di liner, come mezzo di sostegno per il Cadmio stesso;

M7: rifiuto tecnologico a bassa contaminazione  $\alpha$  o rifiuto inglobato in matrice cementizia;

M8: berillio del target per la produzione di fotoneutroni.

### 3.3.5 Tally.

In uscita sono state richieste due informazioni: l'efficienza di rivelazione e, quindi, il conteggio dei neutroni rivelati e il numero di fissioni (o neutroni di fissione) indotte nella matrice contenente materiale fissile.

Per ottenere la prima è stato utilizzato un tally di tipo F4 (lunghezza del percorso compiuto dalle particelle per unità di volume, all'interno di una cella) in unione con la carta di moltiplicazione FM4: si ottiene, così, in output, il numero di reazioni (n,p) che avvengono con i nuclei di  $^3\text{He}$ , contenuti nel volume attivo dei rivelatori, per unità di volume e per unità di tempo. Il tally è stato segmentato in 1000 intervalli temporali (da 0 a 2000  $\mu\text{s}$ , con passo 0.2  $\mu\text{s}$ : carte TM4 e T4) ottenendo un istogramma che fornisce la probabilità di rivelazione dei neutroni in funzione del tempo trascorso dalla loro emissione.

Per ottenere la seconda è stato utilizzato lo stesso tally di tipo F4 (lunghezza del percorso compiuto dalle particelle per unità di volume, all'interno di una cella) in unione con la carta di moltiplicazione FM4, caratterizzata da parametri diversi rispetto ai precedenti, per avere il numero di fissioni e di neutroni di fissione indotti, dai neutroni di interrogazione, nel rifiuto radioattivo.

## 3.4 Limiti di rivelazione.

### 3.4.1 Rifiuti non condizionati $\alpha$ -contaminati.

#### 3.4.1.1 Sistema di rivelazione con schermo di Cadmio.

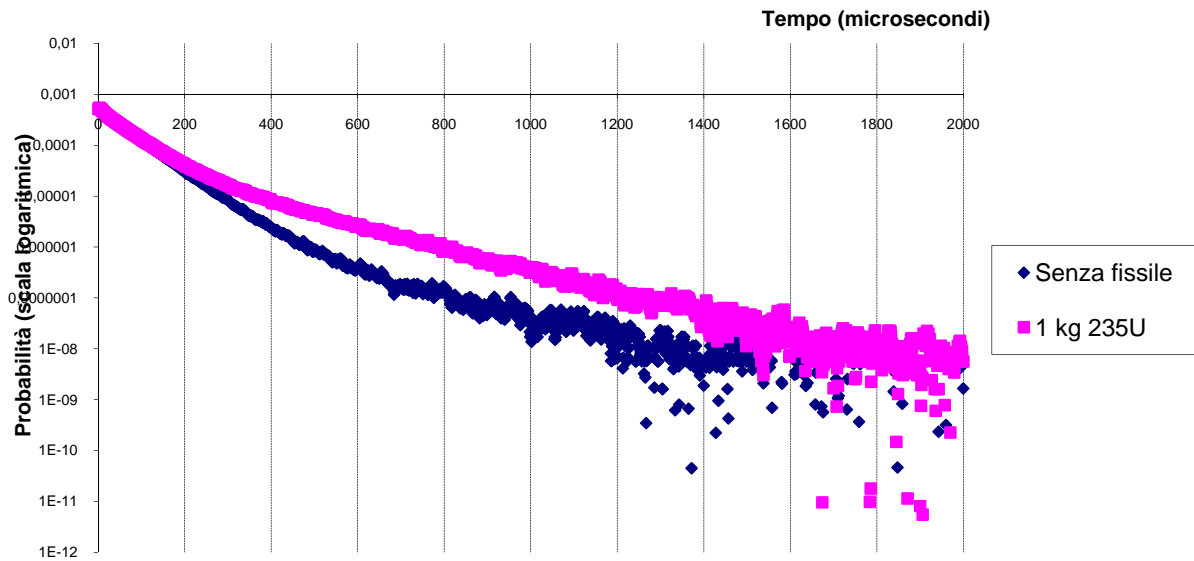
Le caratteristiche di misura del sistema di interrogazione neutronica attiva sono riportate in Tabella 7. Il gate impiegato per le misure di simulazione è relativo all'intervallo 200 – 2000  $\mu\text{s}$ , dal momento che nella fase iniziale di misura è predominante il contributo dei neutroni di interrogazione, come si può verificare dall'esame della Figura 5 relativa al confronto fra matrice senza fissile e matrice contenente 1 kg di fissile ( $^{235}\text{U}$ ).

**Tabella 7: Parametri di misura del sistema di interrogazione neutronica.**

<i>Intensità di sorgente (neutroni/s) (<math>I_s</math>)</i>	$10^{10}$
<i>Intensità di corrente (mA) (<math>i</math>)</i>	140
<i>Frequenza (Hz) (<math>f</math>)</i>	50
<i>Durata impulso (<math>\mu\text{s}</math>) (<math>w</math>)</i>	2.5
<i>Tempo di misura (minuti) (<math>T</math>)</i>	10
<i>Gate (<math>\mu\text{s}</math>)</i>	200 – 2000

*Numero eventi simulati*

$10^6$



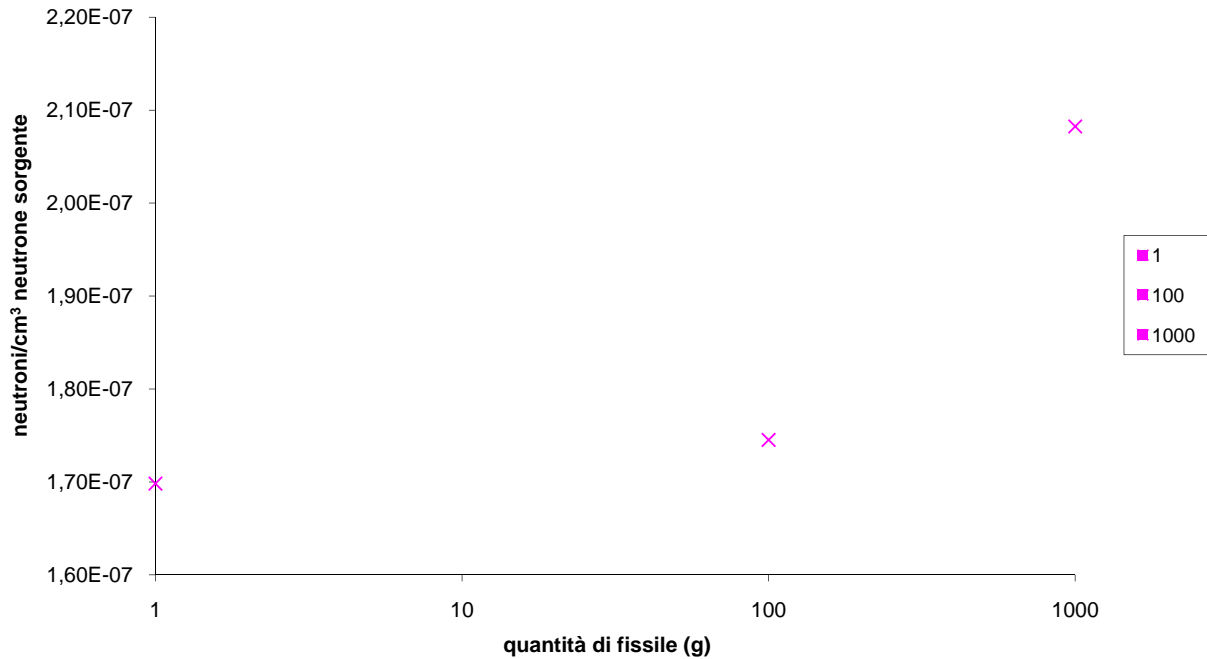
**Figura 5: Analisi temporale dei treni di impulsi dovuti al caso di matrice senza fissile e con 1 kg di fissile.**

Il numero dei neutroni totali provenienti dal sistema di interrogazione può essere calcolato in base alla:

$$N_{tot} = I_s \cdot i \cdot w \cdot f \cdot T$$

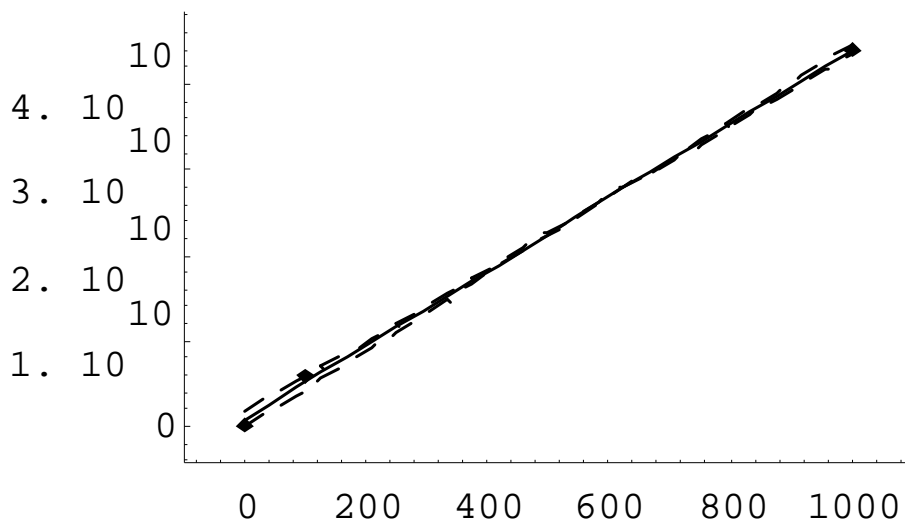
Il numero di neutroni rivelati, su tutti i banchi della testa di misura, in funzione della massa di fissile  $^{235}\text{U}$  presente nel fusto, è riportato in Figura 6.





**Figura 6: Intensità dei neutroni rivelati in funzione della massa di  $^{235}\text{U}$  per una matrice  $\alpha$ -contaminata (testa di misura con Cadmio)**

Il conteggio dei neutroni rivelati dovuti al solo contributo di fissione si ottiene effettuando la differenza fra i conteggi relativi alle simulazioni delle matrici contenenti materiale fissile e i conteggi relativi ai soli neutroni di interrogazione (matrice senza fissile,  $N_b$ ). Effettuando un fitting lineare fra i dati ottenuti ( $N$ ) ( vedi figura seguente)



si ricava, come limite di rivelazione per la testa di misura con schermo di Cadmio, il seguente valore:

$$mda = \frac{1.64 + 3.62 \cdot \sqrt{N_b}}{N} = 24.1 \text{ mg}$$

La determinazione della minima attività rivelabile (*mda*) è stata ottenuta basandosi sull'applicazione della Teoria Statistica dei Test di Ipotesi. Il livello di rivelazione è stato ottenuto stabilendo un livello critico, base decisionale del test, le cui probabilità di errore di prima e seconda specie sono state poste pari a  $\alpha = 10 \%$  e  $\beta = 10 \%$ , da cui scaturiscono i valori 1.64 e 3.62 corrispondenti all' $(1-\alpha)$  percentile della distribuzione standard normale [11].

Se la medesima misura venisse eseguita per un tempo pari a 40 minuti, il limite di rivelazione sarebbe ridotto al 50 % rispetto al precedente, ottenendo un valore pari a circa 12.1 mg.

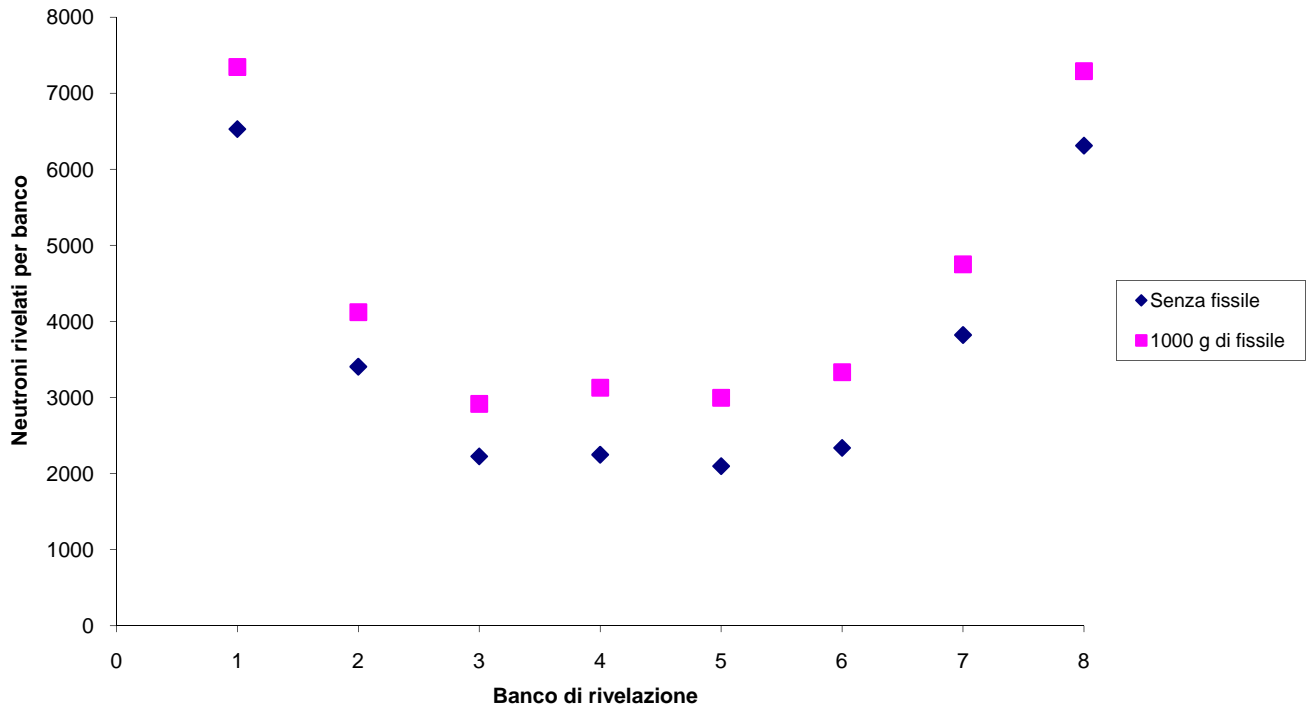
Con una intensità di sorgente pari a quella calcolata per i target di produzione di fotoni di bremsstrahlung e di produzione di fotoneutroni ipotizzati ( $3.40231 \cdot 10^9$ ) si ottiene un limite di rivelazione, per 10 minuti di misura, pari a 32.9 mg, che si riducono del 50% in corrispondenza di un tempo di misura pari a 40 minuti.

Gli stessi calcoli relativi al conteggio dei neutroni rivelati sono stati effettuati per i singoli blocchi di rivelatori ottenendo i risultati riportati in Tabella 8.

**Tabella 8: Eventi rivelati dal sistema di misura (neutroni / cm<sup>3</sup> 10<sup>7</sup>)  
per banco di rivelazione.**

	<i>senza fissile (fondo)</i>	<i>1 g di fissile</i>	<i>100 g di fissile</i>	<i>1000 g di fissile</i>
<b><i>Banco 1</i></b>	1.89065	1.89066	1.95185	2.28844
<b><i>Banco 2</i></b>	1.2356	1.23276	1.27442	1.61909
<b><i>Banco 3</i></b>	1.24788	1.2479	1.23785	1.73711
<b><i>Banco 4</i></b>	1.16431	1.16431	1.17728	1.6637
<b><i>Banco 5</i></b>	1.29733	1.29732	1.37342	1.85022
<b><i>Banco 6</i></b>	2.12205	2.1279	2.21076	2.6384
<b><i>Banco 7</i></b>	3.50504	3.50504	3.65567	4.04857
<b><i>Banco 10</i></b>	3.62589	3.62590	3.7139	4.07929
<b><i>Top</i></b>	1.22114	1.22125	1.25475	1.50671
<b><i>Bottom</i></b>	1.33607	1.33992	1.35792	1.57009

In Figura 7 è illustrato l'andamento del numero di neutroni rivelati, per banco di rivelazione, nel caso di matrice leggera senza fissile e di matrice leggera con 1000 grammi di fissile.



**Figura 7: Neutroni rivelati per banco di rivelazione (con Cadmio).**

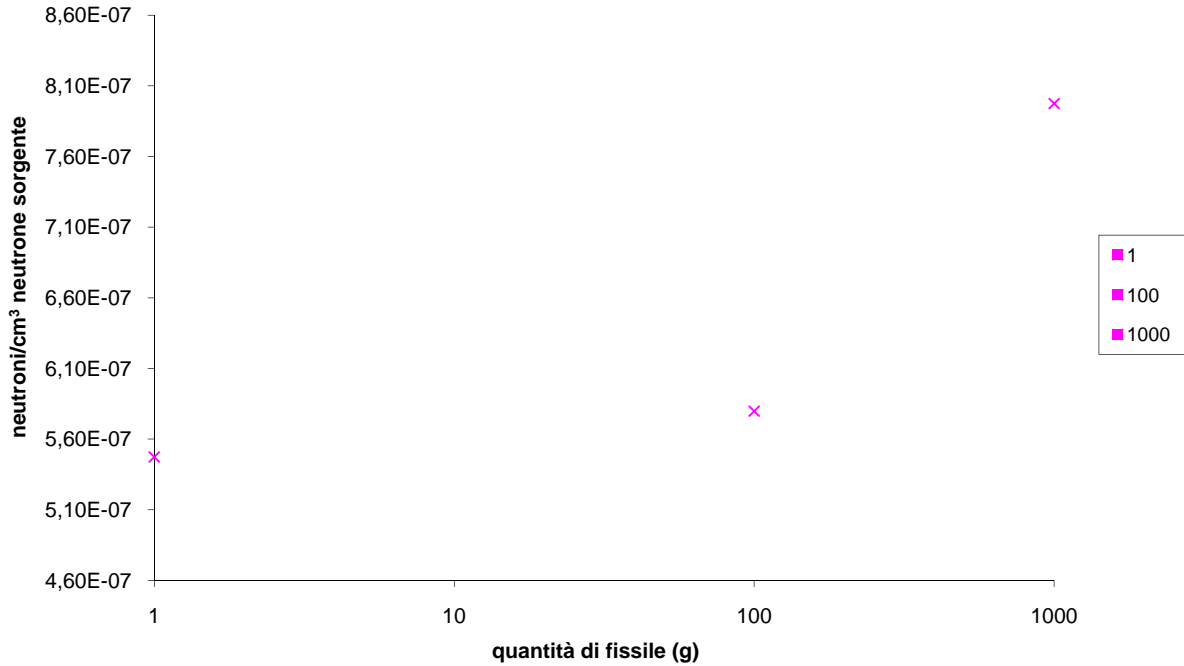
Utilizzando un numero di banchi di rivelazione pari prima a 6 (eliminando il contributo dei banchi 7 e 10) poi a 4 (eliminando il contributo dei banchi 7, 10, 1 e 6) si ottengono i seguenti limiti di rivelazione:

	<i>Limite di rivelazione (mg di <sup>235</sup>U)</i>
<i>No banchi 7 e 10</i>	24.9
<i>No banchi 7, 10, 1, 6</i>	26.7

Il limite di rivelazione migliore si ottiene, dunque, utilizzando tutti i banchi di rivelazione della testa di misura, dal momento che si ottiene, con la suddetta configurazione, la migliore efficienza di rivelazione.

### 3.4.1.2 Sistema di rivelazione senza schermo di Cadmio.

Il numero di neutroni rivelati, su tutti i banchi della testa di misura, in funzione della massa di fissile <sup>235</sup>U presente nel fusto, è riportato in Figura 8.



**Figura 8: Intensità dei neutroni rivelati in funzione della massa di  $^{235}\text{U}$  per una matrice  $\alpha$ -contaminata (testa di misura senza Cadmio)**

Effettuando un fitting lineare fra i dati ottenuti ( $N$ ) dalla differenza fra i conteggi relativi alle simulazioni delle matrici contenenti materiale fissile e i conteggi relativi ai soli neutroni di interrogazione (matrice senza fissile,  $N_b$ ) si ricava, come limite di rivelazione per la testa di misura senza schermo di Cadmio, il seguente valore:

$$mda = \frac{1.64 + 3.62 \cdot \sqrt{N_b}}{N} = 6.67 \text{ mg},$$

limite di rivelazione molto minore rispetto al caso della testa di misura con Cadmio, che nel caso di 40 minuti di misura si riduce a circa 3.3 mg. La diminuzione del limite di rivelazione è dovuta alla maggiore moderazione subita dai neutroni data la maggiore lunghezza di percorso compiuta dai neutroni stessi nel polietilene.

Con una intensità di sorgente pari a quella calcolata per i target di produzione di fotoni di bremsstrahlung e di produzione di fotoneutroni ipotizzati ( $3.40231 \cdot 10^9$ ) si ottiene un limite di rivelazione, per 10 minuti di misura, pari a 11.4 mg, che si riducono del 50% in corrispondenza di un tempo di misura pari a 40 minuti.

Gli stessi calcoli relativi al conteggio dei neutroni rivelati sono stati effettuati per i singoli blocchi di rivelatori ottenendo i risultati riportati in Tabella 9.

**Tabella 9: Eventi rivelati dal sistema di misura (neutroni / cm<sup>3</sup> 10<sup>7</sup>)  
per banco di rivelazione.**

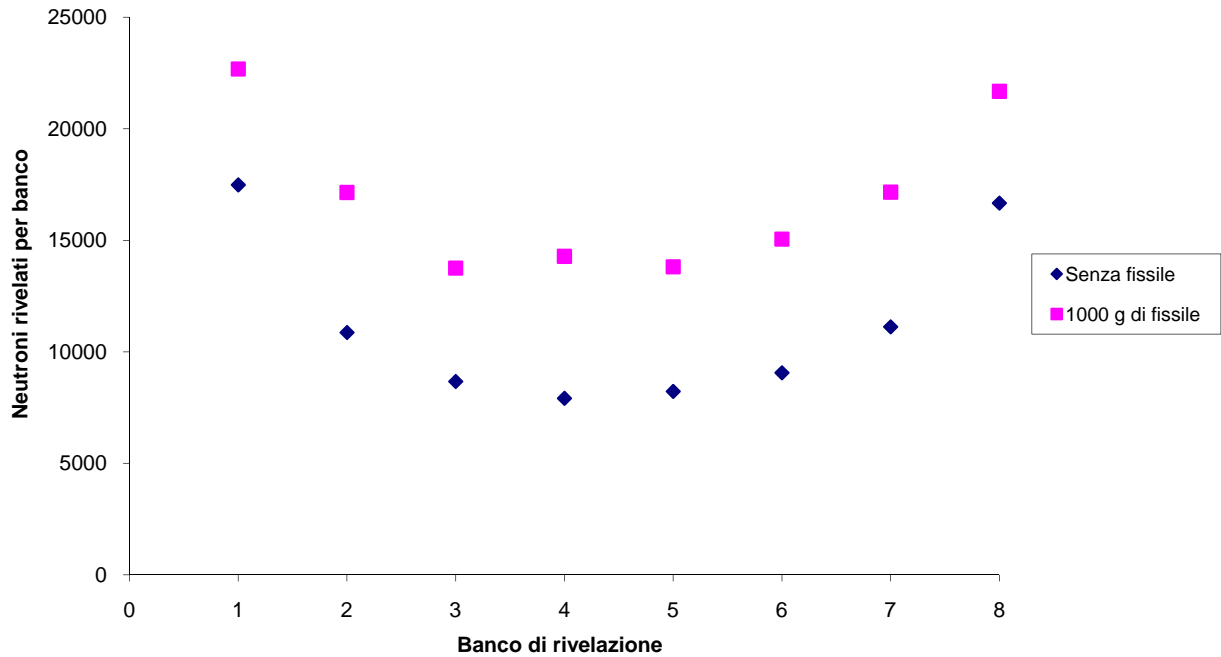
	<i>senza fissile (fondo)</i>	<i>1 g di fissile</i>	<i>100 g di fissile</i>	<i>1000 g di fissile</i>
<b>Banco 1</b>	6.03423	6.03153	6.46085	9.52071
<b>Banco 2</b>	4.81466	4.7980	5.26793	7.63753
<b>Banco 3</b>	4.39547	4.39664	4.87717	7.93187
<b>Banco 4</b>	4.56715	4.57131	5.00584	7.66947
<b>Banco 5</b>	5.0312	5.04445	5.39262	8.35864
<b>Banco 6</b>	6.17459	6.17551	6.61169	9.52864
<b>Banco 7</b>	9.25469	9.25409	9.57645	12.0395
<b>Banco 10</b>	9.70817	9.71639	10.0307	12.5944
<b>Top</b>	4.3417	4.33692	4.52254	5.77043
<b>Bottom</b>	4.53478	4.54342	4.79176	6.34967

In Figura 9 è illustrato l'andamento del numero di neutroni rivelati, per banco di rivelazione, nel caso di matrice leggera senza fissile e di matrice leggera con 1000 grammi di fissile, nel caso di testa di misura priva di schermo di Cadmio.

Utilizzando un numero di banchi di rivelazione pari prima a 6 (eliminando il contributo dei banchi 7 e 10) poi a 4 (eliminando il contributo dei banchi 7, 10, 1 e 6) si ottengono i seguenti limiti di rivelazione:

	<b>Limite di rivelazione (mg di <sup>235</sup>U)</b>
<b>No banchi 7 e 10</b>	7.22
<b>No banchi 7, 10, 1, 6</b>	7.88

Il limite di rivelazione migliore si ottiene, dunque, di nuovo, utilizzando tutti i banchi di rivelazione della testa di misura.



**Figura 9: Neutroni rivelati per banco di rivelazione (senza Cadmio).**

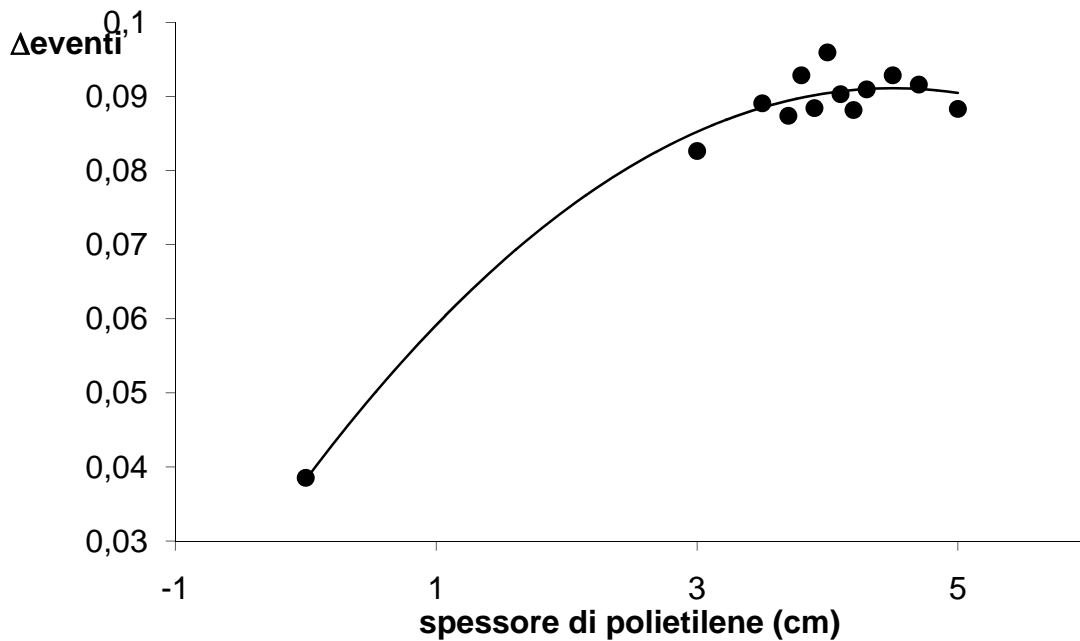
### 3.4.1.3 Miglioramento delle prestazioni ottenibili.

Il limite di rivelazione relativo ad un rifiuto non condizionato a bassa contaminazione  $\alpha$  può essere migliorato aumentando la moderazione dei neutroni all'interno del sistema di misura. Per questo motivo si è ritenuto opportuno inserire un "tappo" di polietilene intorno al target di Berillio, in modo tale da rallentare i neutroni da 3 – 4 MeV già alla loro generazione. La geometria del sistema è stata ipotizzata del tipo di quella rappresentata nella seguente figura (rosa: berillio, giallo: polietilene):

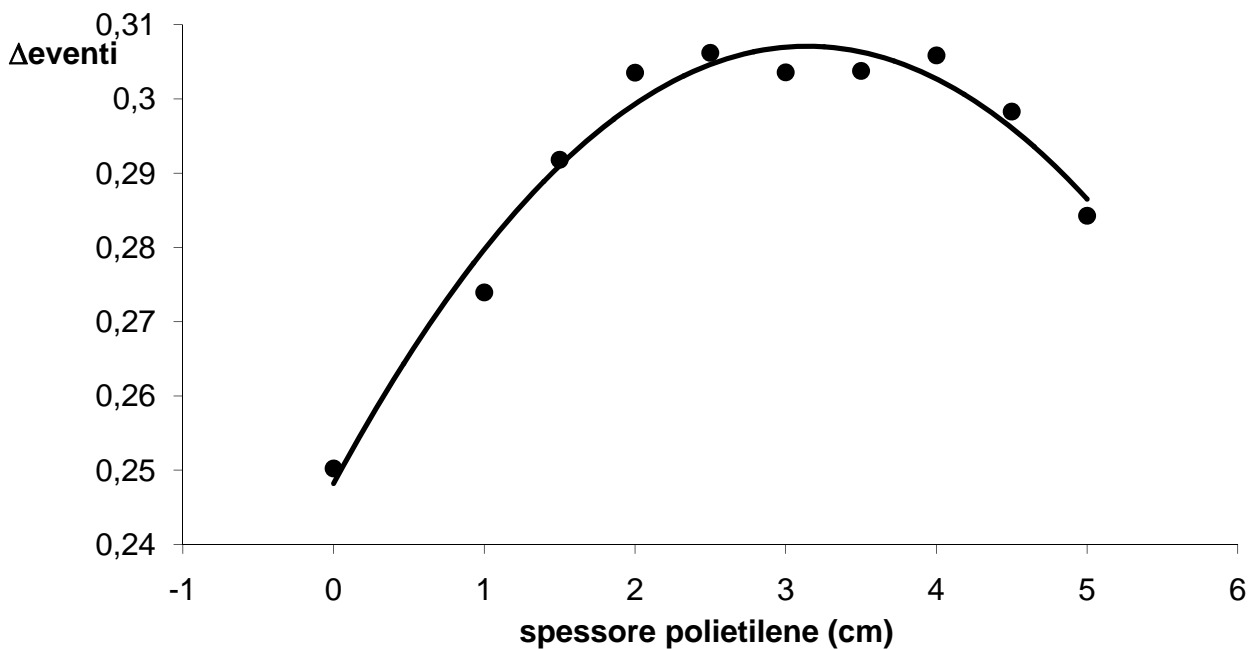


Al fine di trovare lo spessore ottimale di polietilene da inserire sul target di Berillio, sono state eseguite numerose simulazioni MCNP caratterizzate da diversi spessori di polietilene, sia nel caso di testa di misura con Cadmio, sia nel caso di testa di misura priva di Cadmio.

Le Figure 8 e 9 illustrano l'andamento della differenza fra neutroni rivelati relativamente alla matrice contenente 1 kg di fissile e neutroni rivelati dovuti alla sola sorgente di interrogazione, relativamente alla testa di misura dotata di schermo di Cadmio e priva di schermo di Cadmio, rispettivamente.



**Figura 10: Spessore ottimale di polietilene (testa di misura con Cadmio).**



**Figura 11: Spessore ottimale di polietilene (testa di misura senza Cadmio).**

Gli spessori ottimali di polietilene, così calcolati, sono riportati nella tabella seguente:



	<i>Spessore ottimale di polietilene (cm)</i>
<i>Testa di misura con Cadmio</i>	4.4
<i>Testa di misura priva di Cadmio</i>	3.5

Il calcolo dello spessore ottimale, nel caso della testa di misura con Cadmio, è stato eseguito anche con considerazioni di carattere puramente teorico, valutando la probabilità di moderazione dei neutroni nel polietilene in funzione dello spessore del moderatore stesso:

$$p = \frac{1}{\lambda^3 \cdot \left( \frac{2 \cdot \pi}{3} \cdot \frac{1}{\xi} \cdot \text{Log} \left[ \frac{e_0}{e} \right] \right)^{\frac{3}{2}}} \cdot \text{Exp} \left( - \frac{3 \cdot r^2}{4 \cdot \frac{\lambda^2}{\xi} \cdot \text{Log} \left[ \frac{e_0}{e} \right]} \right)$$

dove

$\lambda$  = cammino libero medio di moderazione;

$\xi$  = guadagno medio di letargia;

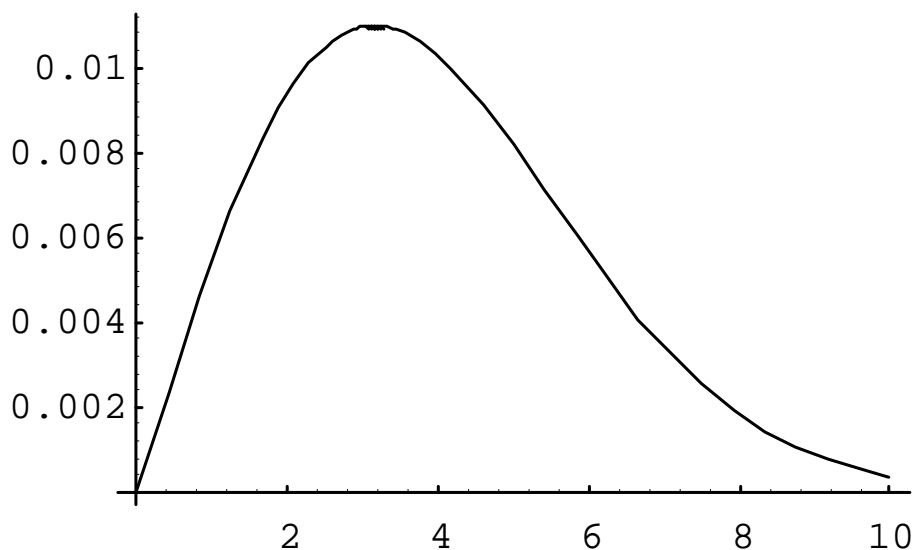
$\text{Log} \left[ \frac{e_0}{e} \right]$  = letargia;

$e_0$  = massima energia dei neutroni nel sistema = 4 MeV;

$e$  = energia dei neutroni termici = 0.0253 eV;

$r$  = spessore del moderatore.

L'andamento della probabilità di moderazione da cui poter ricavare il relativo spessore ottimale è riportato di seguito:



L'esame della figura evidenzia uno spessore ottimale di polietilene dell'ordine di 4 cm, analogamente a quanto calcolato mediante il codice Monte Carlo.

I limiti di rivelazione ottenuti dotando la sorgente di interrogazione neutronica di un moderatore di polietilene sono riportati nella Tabella 10.

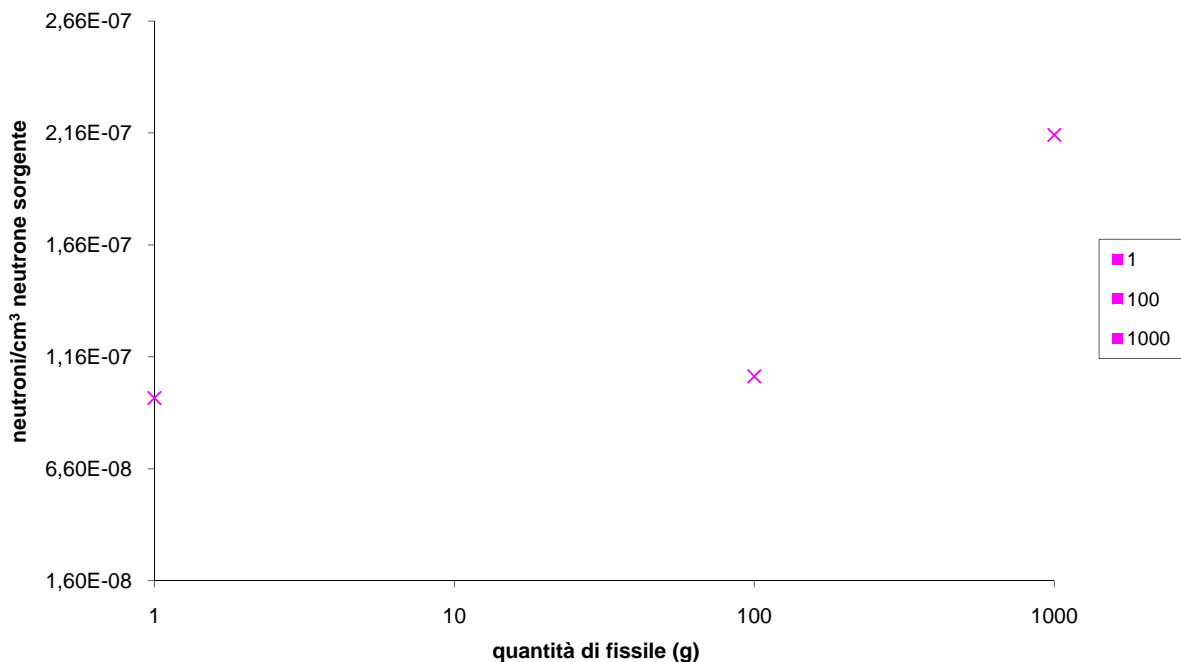
**Tabella 10: Limiti di rivelazione con moderatore di polietilene sul target di Berillio.**

	<i>Limite di rivelazione (mg di <sup>235</sup>U)</i>	
	<i>T<sub>meas</sub>=10 minuti</i>	<i>T<sub>meas</sub>=40 minuti</i>
<i>Testa di misura con Cadmio</i>	9.4	4.7
<i>Testa di misura priva di Cadmio</i>	5.6	2.7

### 3.4.2 Rifiuti condizionati in matrici cementizie.

#### 3.4.2.1 Sistema di rivelazione con schermo di Cadmio.

Il numero di neutroni rivelati, su tutti i banchi della testa di misura, in funzione della massa di fissile <sup>235</sup>U presente nel fusto, è riportato in Figura 12.



**Figura 12: Intensità dei neutroni rivelati in funzione della massa di <sup>235</sup>U per una matrice cementizia (testa di misura con Cadmio)**

Il conteggio dei neutroni rivelati dovuti al solo contributo di fissione si ottiene effettuando la differenza fra i conteggi relativi alle simulazioni delle matrici contenenti materiale fissile e i conteggi relativi ai soli neutroni di interrogazione (matrice senza fissile,  $N_b$ ). Effettuando un fitting

lineare fra i dati ottenuti ( $N$ ) si ricava, come limite di rivelazione per la testa di misura con schermo di Cadmio, assumendo le medesime caratteristiche di misura adottate nel caso di matrice di tipo tecnologico, il seguente valore:

$$mda = \frac{1.64 + 3.62 \cdot \sqrt{N_b}}{N} = 5.86 \text{ mg}$$

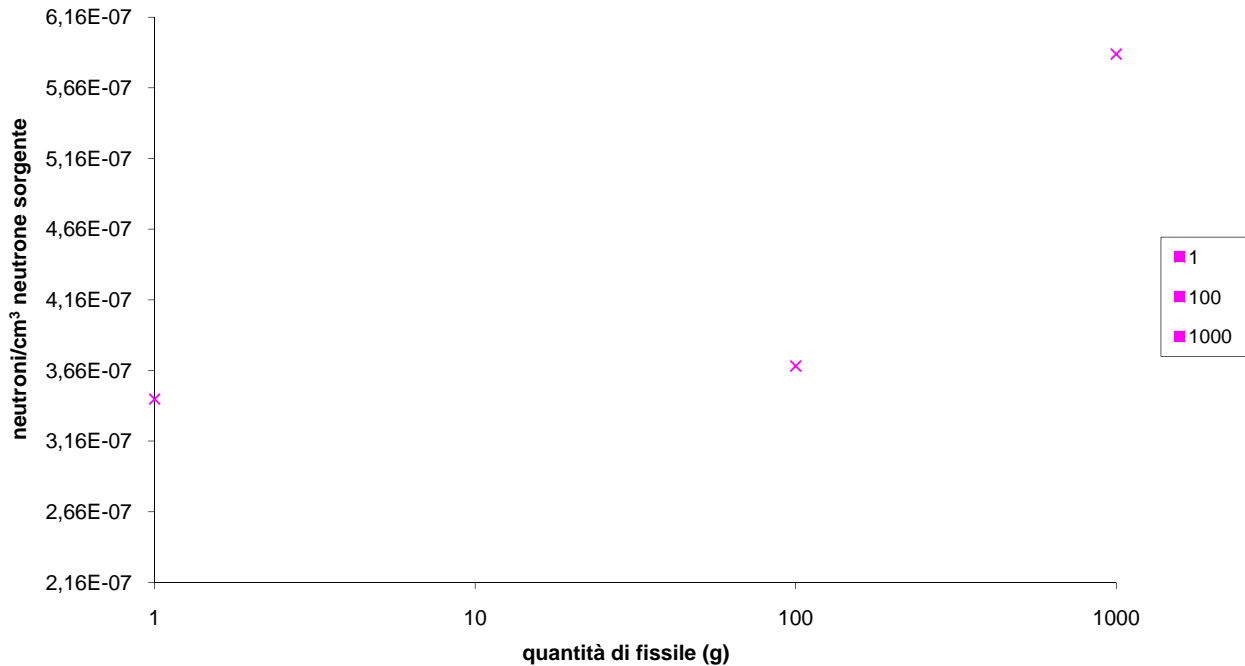
Se la medesima misura venisse eseguita per un tempo pari a 40 minuti, il limite di rivelazione sarebbe ridotto al 50% rispetto al precedente, ottenendo un valore pari a circa 2.9 mg.

La diminuzione del limite di rivelazione è dovuta alla maggiore moderazione dei neutroni da parte della matrice stessa: il contenuto di idrogeno, presente nella matrice cementizia, opera la moderazione dei neutroni favorendo le reazioni di fissione indotta su materiale fissile.

Con una intensità di sorgente pari a quella calcolata per i target di produzione di fotoni di bremsstrahlung e di produzione di fotoneutroni ipotizzati ( $3.40231 \cdot 10^9$ ) si ottiene un limite di rivelazione, per 10 minuti di misura, pari a 10.05 mg, che si riducono del 50% in corrispondenza di un tempo di misura pari a 40 minuti.

#### **3.4.2.2 Sistema di rivelazione senza schermo di Cadmio.**

Il numero di neutroni rivelati, su tutti i banchi della testa di misura, in funzione della massa di fissile  $^{235}\text{U}$  presente nel fusto, è riportato in Figura 13.



**Figura 13: Intensità dei neutroni rivelati in funzione della massa di  $^{235}\text{U}$  per una matrice cementizia (testa di misura senza Cadmio)**

Procedendo come nei casi precedenti, per il limite di rivelazione, nel caso di testa di misura senza schermo di Cadmio, per la matrice cementizia, si ottiene il seguente valore:

$$mda = \frac{1.64 + 3.62 \cdot \sqrt{N_b}}{N} = 5.34 \text{ mg}$$

limite di rivelazione molto simile a quello calcolato nel caso di testa di misura con Cadmio. L'assenza di Cadmio, infatti, non modifica il comportamento dei neutroni dal momento che la maggiore moderazione è avvenuta già precedentemente in seno alla matrice stessa.

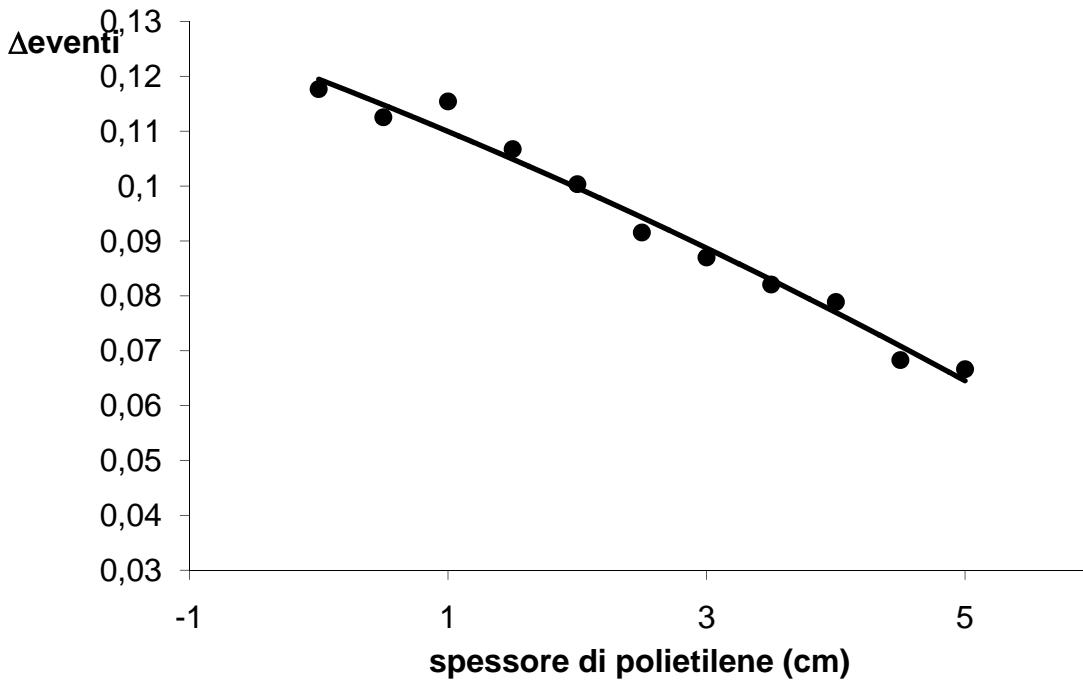
Con una intensità di sorgente pari a quella calcolata per i target di produzione di fotoni di bremsstrahlung e di produzione di fotoneutroni ipotizzati ( $3.40231 \cdot 10^9$ ) si ottiene un limite di rivelazione, per 10 minuti di misura, pari a 9.16 mg, che si riducono del 50% in corrispondenza di un tempo di misura pari a 40 minuti.

### 3.4.2.3 Miglioramento delle prestazioni ottenibili.

Analogamente al caso dei rifiuti radioattivi a bassa contaminazione  $\alpha$ , si è inserito un "tappo" di polietilene intorno al target di berillio, al fine di verificare un eventuale miglioramento delle prestazioni ottenibili (limite di rivelazione).

Sono state eseguite numerose simulazioni MCNP caratterizzate da diversi spessori di polietilene, nel caso di testa di misura con Cadmio, per trovare lo spessore ottimale di polietilene.

La Figura 14 illustra l'andamento della differenza fra neutroni rivelati relativamente alla matrice contenente 1 kg di fissile e neutroni rivelati dovuti alla sola sorgente di interrogazione, relativamente alla testa di misura dotata di schermo di Cadmio.



**Figura 14: Spessore ottimale di polietilene (testa di misura con Cadmio).**

L'esame della figura evidenzia l'inutilità del moderatore di polietilene che non diminuisce il limite di rivelazione; l'ulteriore moderazione del polietilene è superflua dal momento che i neutroni vengono rallentati dalla matrice cementizia.

Per questo motivo, non si è ritenuto opportuno eseguire i medesimi calcoli nel caso di testa di misura priva dello schermo di Cadmio.

## 4. PROGETTO ED OTTIMIZZAZIONE DEI TARGET PER LA PRODUZIONE DI RADIAZIONE X DI BREMSSTRAHLUNG E PER LA PRODUZIONE DEI NEUTRONI DI INTERROGAZIONE – PRESTAZIONI OTTENIBILI

### 4.1 Fotofissione e produzione di neutroni ritardati.

Nell'interrogazione gamma, fotoni di bremsstrahlung, generati da un fascio di elettroni incidente sul target di Tungsteno, irradiano il materiale radioattivo inducendo reazioni di fotofissione negli elementi transuranici presenti in esso.

I metodi di misura utilizzabili sono:

- irraggiamento con fotoni di bassa energia seguito dal conteggio del segnale dovuto ai neutroni pronti provenienti dalla reazione di fotofissione;
- irraggiamento con fotoni di alta energia seguito dal conteggio del segnale dovuto ai neutroni ritardati provenienti dalla reazione di fotofissione.

Per evitare l'effetto dell'interferenza dovuta a fotoneutroni (provenienti da reazioni  $(\gamma, n)$ ) e del "gamma flash", si è ritenuto opportuno utilizzare il segnale dovuto ai neutroni ritardati della reazione di fotofissione.

La produzione di neutroni ritardati è direttamente proporzionale al rateo di fotofissione  $R$ . Esso è esprimibile mediante la seguente equazione [1]:

$$R = C \int_r \int_\varphi \int_z \int_k \frac{\partial^2 N_\gamma}{\partial k \partial \Omega} \cdot \frac{1}{r^2} e^{-\mu(k)r'_i} \cdot \sigma(k) \cdot r \cdot dr \cdot dz \cdot d\varphi \cdot dk$$

dove

$C$  = costante dipendente dalle unità di misura  $\Rightarrow$  prodotto della densità atomica dell' $^{238}\text{U}$  per la corrente del linac e per il numero di elettroni;

$\frac{\partial^2 N_\gamma}{\partial k \cdot \partial \Omega}$  è il numero di fotoni di bremsstrahlung per unità di energia e per steradiante;

$e^{-\mu(k)r'_i}$  è un fattore che tiene conto dell'attenuazione dei fotoni di energia  $k$ ;  $\mu$  è il coefficiente di attenuazione dei fotoni ( $\text{cm}^{-1}$ ) e  $r'_i$  è quella parte della distanza  $r'$  dal target che giace entro il fusto;  $\sigma(k)$  è la sezione d'urto di fotofissione [5]. L'andamento della sezione d'urto di fotofissione e totale per l' $^{238}\text{U}$  è illustrata in Figura 15.

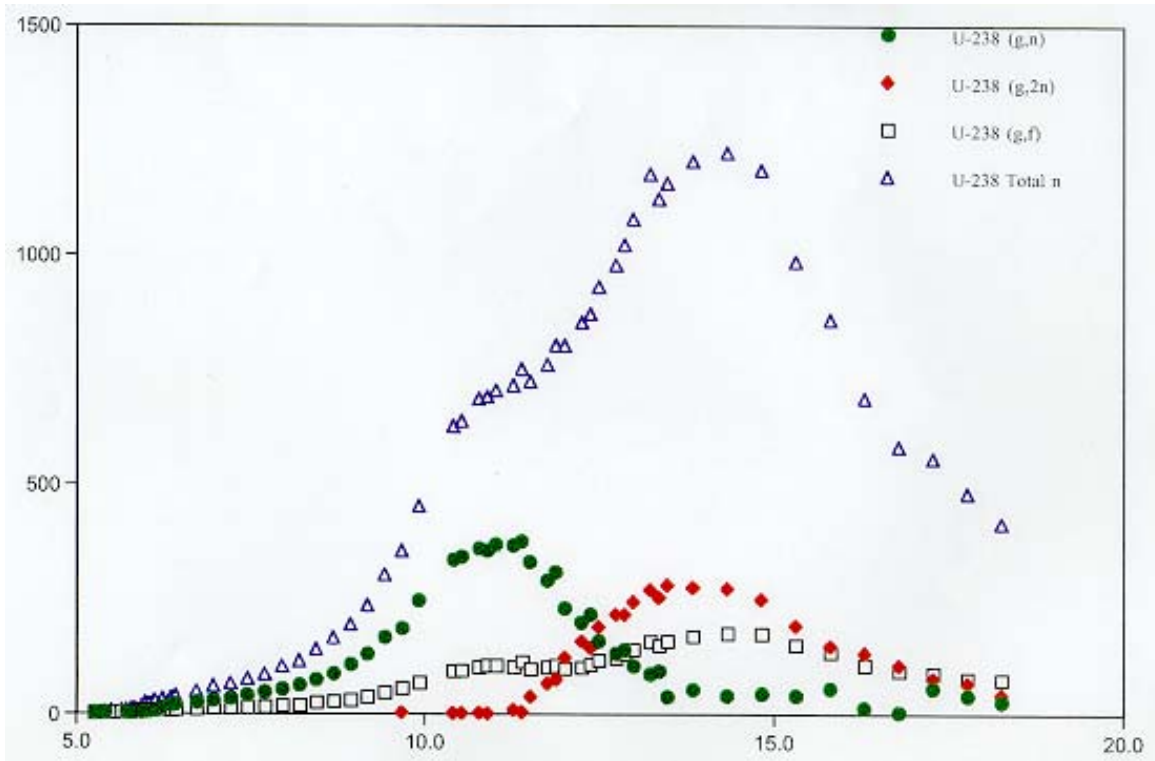


Figura 15: Andamento delle sezioni d'urto totale e di fotofissione per l' $^{238}\text{U}$ .

Il numero di neutroni ritardati emessi dal gruppo  $i$  durante l'intervallo di tempo  $t_c$ , dopo un impulso è [6]:

$$N_d(i) = T \cdot \frac{\beta_i}{\lambda_i} \cdot (1 - e^{-\lambda_i t_r}) \cdot e^{-\lambda_i t_g} \cdot (1 - e^{-\lambda_i t_c})$$

dove

$R$  = rateo di fotofissione ( $\text{s}^{-1}$ );

$\beta_i$  = proporzione di neutroni ritardati del gruppo  $i$  (neutroni/fissione);

$\lambda_i$  = costante di decadimento del gruppo  $i$  ( $\text{s}^{-1}$ );

$t_r$  = tempo di irraggiamento (s);

$t_g$  = ritardo fra la fine dell'irraggiamento e l'inizio del conteggio (s);

$t_c$  = durata del conteggio (s).

Il numero totale di neutroni ritardati per tutti i gruppi ( $i = 1, \dots, 6$ ) emessi durante i periodi di conteggio sarà, dunque [6]:

$$N_{tot} = \sum_{i=1}^6 \frac{N_d(i)}{(1 - \omega_i)^2} \cdot [(n+1) \cdot (1 - \omega_i) - (1 - \omega^{n+1}_i)]$$

dove

$\omega_i = e^{-\left(\frac{\lambda_i}{f_r}\right)}$ , con  $f_r$  frequenza di ripetizione del linac.

Il vantaggio ottenuto con una procedura di questo tipo rispetto ad un conteggio effettuato alla fine dell'irraggiamento consiste nell'incremento del numero di neutroni rivelabili di un fattore di circa venti.

#### 4.2 Descrizione della geometria del problema in MCNP.

Le simulazioni MCNP realizzate nel caso della Tecnica di Interrogazione Gamma sono analoghe al caso della Tecnica di Interrogazione Neutronica. Esse sono state eseguite al fine di valutare l'efficienza di rivelazione della testa di misura per i neutroni ritardati provenienti dalla matrice. Il materiale fissionabile presente nella matrice è supposto essere  $^{238}\text{U}$ .

In particolare, sono stati messi a punto due tipi di input [3], diversi per la geometria della testa di misura ed entrambi finalizzati alla stima dell'efficienza di rivelazione e, quindi, del conteggio dei neutroni rivelati:

1. simulazione della testa di misura dotata di liner di Cadmio;
2. simulazione della testa di misura priva di liner di Cadmio.

Le simulazioni sono state effettuate sia nel caso di rifiuti radioattivi non condizionati  $\alpha$ -contaminati sia nel caso di rifiuti radioattivi cementati.

La differenza fra le simulazioni relative alla tecnica neutronica e quelle relative alla tecnica gamma consiste nella definizione della sorgente.

La sorgente di neutroni è, infatti, distribuita uniformemente in volume entro la cella che costituisce il fusto. Tale situazione è stata simulata mediante l'uso combinato delle seguenti variabili di sorgente: POS, RAD, AXS, EXT.

Il campionamento uniforme della posizione di emissione di una particella avviene su una circonferenza aventi le seguenti caratteristiche:

- raggio variabile da 0 a 28 cm (variabile di sorgente RAD con distribuzione D1);
- ha il centro sull'asse Y ed appartiene ad un piano ad esso perpendicolare (variabile di sorgente AXS; 0 0 1 sono i coseni direttori dell'asse);
- la distanza del centro della circonferenza, lungo l'asse Y, dal punto mediano della lunghezza del target (variabile POS) è campionata uniformemente con la variabile EXT.

Le energie delle particelle di sorgente sono campionate mediante le distribuzioni da SI5, SP5 a SI10, SP10 che forniscono lo spettro dei 6 gruppi di neutroni ritardati dovuti alla fissione dell' $^{238}\text{U}$ : il campionamento dei tempi di emissione dei gruppi di neutroni ritardati è stato effettuato con la variabile TME mediante le distribuzioni SI3, SP3.

#### 4.3 Limiti di rivelazione.



#### 4.3.1 Rifiuti non condizionati $\alpha$ – contaminati.

Le caratteristiche di misura del sistema di interrogazione gamma sono riportate in Tabella 11.

**Tabella 11: Parametri di misura del sistema di interrogazione gamma.**

<i>Rateo di fotofissione (fissioni/s) (<math>I_s</math>)</i>	3.01 10 <sup>10</sup>
<i>Intensità di corrente (mA) (<math>i</math>)</i>	140
<i>Frequenza (Hz) (<math>f</math>)</i>	50
<i>Durata impulso (<math>\mu</math>s)( tr)</i>	2.5
<i>Tempo di misura (minuti)( T)</i>	10

Il numero dei neutroni ritardati rivelati può essere calcolato, in alternativa alle espressioni date precedentemente (paragrafo 4.1), mediante la:

$$N_{d,riv} = v_{d,i} \cdot R \cdot \varepsilon \cdot N_C$$

dove

$v_{d,i}$  è la resa totale di neutroni ritardati per fissione per <sup>238</sup>U (neutroni/fissione);

$R$  è il rateo di fotofissione (fissioni/s);

$\varepsilon$  è l'efficienza di rivelazione;

$N_C$  è il numero di Coulomb emessi dal linac.

Il limite di rivelazione ottenuto nel caso di matrice non condizionata  $\alpha$ -contaminata e considerando un rateo di fondo pari a circa 6 s<sup>-1</sup>, risulta:

	<i>Limite di rivelazione (mg di <sup>238</sup>U)</i>
<i>Testa di misura con Cadmio</i>	<b>0.149</b>
<i>Testa di misura senza Cadmio</i>	<b>0.116</b>

valori confermati dal calcolo effettuato utilizzando le formule relative all'attivazione ciclica.

L'assenza dello schermo Cadmio, nella testa di misura, risulta praticamente ininfluenza per il miglioramento del limite di rivelazione, il cui valore è già ottimale nel caso di testa di misura dotata di schermo di Cadmio.

#### 4.3.2 Rifiuti inglobati in matrici cementizie.

Il limite di rivelazione ottenuto nel caso di matrice condizionata cementizia e considerando un rateo di fondo pari a circa  $6 \text{ s}^{-1}$ , risulta:

	<i>Limite di rivelazione (mg di <math>^{238}\text{U}</math>)</i>
<i>Testa di misura con Cadmio</i>	<b>0.815</b>
<i>Testa di misura senza Cadmio</i>	<b>0.516</b>

valori confermati dal calcolo effettuato utilizzando le formule relative all'attivazione ciclica.

L'esame della tabella evidenzia un limite di rivelazione superiore di un ordine di grandezza circa nel caso di matrice cementizia rispetto al caso di rifiuti  $\alpha$ -contaminati; la ragione di ciò è da imputare alle maggiori proprietà schermanti del cemento rispetto ai rifiuti non condizionati. E' possibile notare, inoltre, che anche nel caso di matrice cementizia l'assenza dello schermo di Cadmio, nella testa di misura, risulta praticamente influente per il miglioramento delle prestazioni ottenibili con la tecnica di interrogazione gamma.

## 5. DEFINIZIONE DELLA MASSA DI $^{235}\text{U}$ EQUIVALENTE ( $^{235}\text{U}_{\text{eff}}$ ) PER LA FISSIONE INDOTTA

Al fine di tener conto dei diversi isotopi fissionabili presenti nel campione, si definisce una massa di Uranio equivalente per la fissione indotta, in analogia con la massa  $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$  introdotta per la fissione spontanea.

La massa di  $^{235}\text{U}_{\text{eff}}$ , in generale, si può scrivere [8]:

$$^{235}\text{U}_{\text{eff}} = (a_{238})^{238}\text{Pu} + (a_{239})^{239}\text{Pu} + (a_{240})^{240}\text{Pu} + (a_{241})^{241}\text{Pu} + (a_{242})^{242}\text{Pu} + (a'_{241})^{241}\text{Am} + (a_{234})^{234}\text{U} + ^{235}\text{U} + (a'_{238})^{238}\text{U}$$

dove i coefficienti di massa isotopica dipendono dalle sezioni d'urto di fissione e dalle diverse combinazioni di  $\bar{\nu}$ , numero medio di neutroni per fissione.

I coefficienti di massa isotopica  $a(x)$  sono stati definiti nel seguente modo:

$$a(x) = \frac{\sigma_f(x) \cdot (\bar{\nu})_x}{\sigma_f(235) \cdot (\bar{\nu})_{235}} \cdot \frac{235}{xxx}$$

dove

$\sigma_f(x)$  è la sezione d'urto di fissione indotta per i vari isotopi fissili presenti nel campione;

$\sigma_f(235)$  è la sezione d'urto di fissione indotta per  $^{235}\text{U}$ ;

$\bar{\nu}$  è il numero medio di neutroni per fissione per ciascun isotopo.

Sono state utilizzate tentativamente le sezioni d'urto di fissione indotta calcolate con il codice Monte Carlo (MCNP) per un campione MOX [8]; i valori di tali sezioni d'urto, così come quelli del numero medio di neutroni per fissione, sono relativi ad una energia del neutrone pari a 2 MeV [8] [9].

La massa di  $^{235}\text{U}_{\text{eff}}$  si può, dunque, scrivere:

$$^{235}\text{U}_{\text{eff}} = 1.064 \cdot ^{238}\text{Pu} + 1.352 \cdot ^{239}\text{Pu} + 0.694 \cdot ^{240}\text{Pu} + 1.920 \cdot ^{241}\text{Pu} + 0.569 \cdot ^{242}\text{Pu} + 0.740 \cdot ^{241}\text{Am} + 0.527 \cdot ^{234}\text{U} + ^{235}\text{U} + 0.123 \cdot ^{238}\text{U}$$

Per verificare l'efficacia della precedente relazione, durante la fase di simulazione sono state introdotte, sia nel caso di matrice  $\alpha$ -contaminata sia nel caso di matrice cementizia, diverse masse di  $^{239}\text{Pu}$ : noto, dalla simulazione, il numero di neutroni rivelati dal sistema di misura e nota, quindi, per quanto detto nei paragrafi precedenti, la massa di  $^{235}\text{U}_{\text{eff}}$ , dalla relazione scritta prima si è ricavata la massa di  $^{239}\text{Pu}$  e confrontata con quella inserita inizialmente.

I risultati ottenuti sono riportati in Tabella 12.

**Tabella 12: Risultati del confronto fra massa simulata e calcolata di  $^{239}\text{Pu}$** 

<i>Massa <math>^{239}\text{Pu}</math> simulata (g)</i>	<i>Matrice</i>	<i>Massa <math>^{235}\text{U}_{\text{eff}}</math> (g)</i>	<i>Massa <math>^{239}\text{Pu}</math> calcolata (g)</i>
100	cemento	136.32	100.83
10	$\alpha$ -contaminata	4.24	3.13
20	$\alpha$ -contaminata	30.23	22.36
30	$\alpha$ -contaminata	54.47	40.28
40	$\alpha$ -contaminata	72.08	53.31
50	$\alpha$ -contaminata	92.13	68.14
100	$\alpha$ -contaminata	208.51	154.22

Il gate impiegato per le misure di simulazione è relativo, come per i casi visti precedentemente, all'intervallo 200 – 2000  $\mu\text{s}$ ; inoltre, nel caso di matrice plastica  $\alpha$  - contaminata, le simulazioni sono state eseguite con il moderatore di polietilene, di spessore pari a 4.4 cm, situato davanti alla sorgente di neutroni al fine di ottenere una migliore moderazione del neutrone stesso.

L'utilizzazione pratica della definizione di  $^{235}\text{U}_{\text{eff}}$  richiede il calcolo puntuale delle sezioni d'urto di fissione indotta degli isotopi di interesse.

## 6. DEFINIZIONE DELLA MASSA DI $^{238}\text{U}$ EQUIVALENTE ( $^{238}\text{U}_{\text{eff}}$ ) PER LA FOTOFISSIONE

Analogamente al caso della fissione indotta, si definisce una massa di Uranio equivalente per la fotofissione, al fine di tener conto di tutti gli isotopi fertili presenti nel fusto.

La massa di  $^{238}\text{U}_{\text{eff}}$ , in generale, si può scrivere:

$$^{238}\text{U}_{\text{eff}} = (a_{238})^{238}\text{Pu} + (a_{239})^{239}\text{Pu} + (a_{240})^{240}\text{Pu} + (a_{241})^{241}\text{Pu} + (a_{242})^{242}\text{Pu} + (a'_{241})^{241}\text{Am} + \\ + (a_{235})^{235}\text{U} + ^{238}\text{U} + (a_{237})^{237}\text{Np}$$

dove i coefficienti di massa isotopica dipendono dalle sezioni d'urto di fotofissione e dalla resa dei neutroni ritardati,  $\nu_d$ .

I coefficienti di massa isotopica  $a(x)$  sono stati definiti nel seguente modo:

$$a(x) = \frac{(\nu_d \cdot \sigma(\gamma, f)_{\text{eff}})_{\text{xxx}}}{(\nu_d \cdot \sigma(\gamma, f)_{\text{eff}})_{238}} \cdot \frac{238}{\text{xxx}}$$

dove

$$\sigma(\gamma, f)_{\text{eff}} = \frac{\int_{E_s}^{E_{\text{max}}} \Phi(E) \sigma_{\gamma, f}(E) dE}{\int_{E_s}^{E_{\text{max}}} \Phi(E) dE},$$

$\Phi(E)$  è il flusso di fotoni bremsstrahlung;

$\sigma_{\gamma, f}$  è la sezione d'urto di fotofissione;

$\nu_d$  è la resa totale dei neutroni ritardati.

La sezione d'urto efficace di fotofissione,  $\sigma(\gamma, f)_{\text{eff}}$ , per ciascun isotopo di interesse, è stata calcolata utilizzando il flusso di fotoni da bremsstrahlung,  $\Phi(E)$ , ottenuto mediante il codice di calcolo MCNP4B, flusso di fotoni dovuto all'interazione di elettroni da 15 MeV su un target di tungsteno (vedi paragrafo 2). Le sezioni d'urto di fotofissione,  $\sigma_{\gamma, f}$ , per gli isotopi di interesse, nonché le rese totali dei neutroni ritardati sono state desunte, rispettivamente, dalle librerie EXFOR (Experimental Nuclear Reaction Data File) e ENDF (Evaluated Nuclear Data File) [10].

La massa di  $^{238}\text{U}_{\text{eff}}$  si può, dunque, scrivere:

$$^{235}\text{U}_{\text{eff}} = 0.017 \cdot ^{238}\text{Pu} + 0.344 \cdot ^{239}\text{Pu} + 0.035 \cdot ^{240}\text{Pu} + 0.037 \cdot ^{241}\text{Pu} + 0.092 \cdot ^{242}\text{Pu} + 0.0123 \cdot ^{241}\text{Am} + \\ + 0.364 \cdot ^{237}\text{Np} + 0.814 \cdot ^{235}\text{U} + ^{238}\text{U}$$

Per verificare l'efficacia della precedente relazione, durante la fase di simulazione è stata introdotta, sia nel caso di matrice  $\alpha$ -contaminata sia nel caso di matrice cementizia, una massa di  $^{239}\text{Pu}$  pari a

100 g: noto il numero di neutroni ritardati rivelati dal sistema di misura e nota, quindi, per quanto detto nei paragrafi precedenti, la massa di  $^{238}\text{U}_{\text{eff}}$ , dalla relazione scritta prima si è ricavata la massa di  $^{239}\text{Pu}$  e confrontata con quella inserita inizialmente.

I risultati ottenuti sono riportati nella Tabella 13:

**Tabella 13: Risultati del confronto fra massa simulata e calcolata di  $^{239}\text{Pu}$**

<i>Massa <math>^{239}\text{Pu}</math> simulata (g)</i>	<i>Matrice</i>	<i>Massa <math>^{238}\text{U}_{\text{eff}}</math> (g)</i>	<i>Massa <math>^{239}\text{Pu}</math> calcolata (g)</i>
100	cemento	31.77	95.02
100	$\alpha$ -contaminata	33.66	100.67

L'esame della tabella dimostra l'efficacia e quindi l'applicabilità della relazione suddetta, per entrambe le matrici: sarà sufficiente, dunque, fornire i risultati della misura di interrogazione in termini di  $^{238}\text{U}_{\text{eff}}$ .

## CONCLUSIONI

Obiettivo del presente lavoro è stato lo studio delle prestazioni ottenibili attraverso tecniche non distruttive basate sull'impiego di un acceleratore lineare di elettroni, per la determinazione, in rifiuti radioattivi da 200 litri, della massa di fissile o del contenuto totale di attinidi. L'uso di un linac dotato di apposito target offre la possibilità di avere fasci neutronici e gamma, di notevole intensità, richiesti per Tecniche di Interrogazione Neutroniche e Gamma.

I rifiuti radioattivi considerati nel presente lavoro sono stati:

- rifiuti tecnologici non condizionati  $\alpha$ -contaminati ;
- rifiuti inglobati in matrici cementizie.

Le simulazioni relative al sistema di interrogazione neutronica, basato su un acceleratore lineare di elettroni e dotato di un sistema di rivelazione avente forma decagonale con 8 banchi di rivelazione laterali, hanno condotto a risultati, per i rifiuti non condizionati, caratterizzati da limiti di rivelazione migliori nel caso di testa di misura priva di schermo di Cadmio. L'assenza dello schermo di Cadmio consente, infatti, una migliore moderazione all'interno del sistema di rivelazione poiché aumenta la lunghezza di percorso effettuata dal neutrone nel sistema stesso. Una diminuzione del limite di rivelazione è stata, altresì, ottenuta ponendo uno spessore di polietilene davanti al target di berillio, sorgente dei neutroni di interrogazione: in tal caso l'assenza dello schermo di Cadmio risulta praticamente ininfluenza dal momento che i neutroni di interrogazione vengono moderati quasi completamente dal "tappo" di polietilene.

Nel caso di rifiuti condizionati in matrici cementizie, il limite di rivelazione ottenibile con il sistema di interrogazione neutronica è migliore, rispetto ai rifiuti  $\alpha$ -contaminati, data la maggiore moderazione subita dai neutroni in seno alla matrice stessa. Le simulazioni MCNP hanno, infatti, evidenziato la ininfluenza dell'assenza dello schermo di Cadmio o del moderatore di polietilene davanti al target di berillio: le prestazioni ottenibili con tali modifiche non conducono, per i rifiuti cementati, a risultati migliori rispetto al caso della testa di misura con schermo di Cadmio e senza moderatore posto sulla sorgente di neutroni.

Le simulazioni relative al sistema di interrogazione gamma con rivelazione di neutroni ritardati hanno condotto a risultati, per i rifiuti non condizionati, caratterizzati da limiti di rivelazione molto bassi dello stesso ordine di grandezza sia nel caso di testa di misura dotata di schermo di Cadmio sia nel caso in cui lo stesso non sia presente.

Il limite di rivelazione risulta, invece, leggermente peggiore, pur risultando ancora abbastanza buono, nel caso di rifiuti radioattivi inglobati in matrici cementizie: ciò è dovuto alle maggiori proprietà schermanti della matrice cementizia rispetto al materiale plastico presente nei rifiuti  $\alpha$ -

condizionati. Le simulazioni hanno, inoltre, evidenziato che anche in questo caso la rimozione del liner di Cadmio non apporta miglioramenti alle prestazioni ottenibili.

Le Tabelle 14 e 15 riassumono i limiti di rivelazione delle tecniche di interrogazione neutronica e gamma:

**Tabella 14: Limiti di rivelazione per la tecnica di interrogazione neutronica**

<b>Interrogazione neutronica (<math>I_s = 10^{10}</math> n/s T = 10 minuti)</b>		
<i>Matrice</i>	<i>mg di <math>^{235}U</math></i>	
	<i>Con Cadmio</i>	<i>Senza Cadmio</i>
$\alpha$ -contaminata	24.1	6.67
$\alpha$ -contaminata con polietilene (4.4 cm)	9.40	5.61
cemento	5.86	5.34

**Tabella 15: Limiti di rivelazione per la tecnica di interrogazione gamma**

<b>Interrogazione gamma (T = 10 minuti)</b>		
<i>Matrice</i>	<i>mg di <math>^{238}U</math></i>	
	<i>Con Cadmio</i>	<i>Senza Cadmio</i>
$\alpha$ -contaminata	0.149	0.116
cemento	0.815	0.516

Le prestazioni ottenibili con i sistemi di interrogazione attiva dovrebbero essere studiate ed analizzate nel caso della presenza nella matrice di più isotopi fissili e fertili. Si delinea, inoltre, la necessità che successivi sviluppi dello studio, oltre ad affrontare il problema delle distribuzioni non omogenee di fissile e fertile, mettano in luce le caratteristiche di una testa di misura che offra la possibilità di essere utilizzata sia in modo n che in modo  $\gamma$  al fine di poter utilizzare le due tecniche con una sola installazione sperimentale.



**BIBLIOGRAFIA**

1. M. Bailey et al.; "Investigation of active neutron and active gamma interrogation"; EUR 13870/2, 1992.
2. F. Jallu, A. Lyoussi et al.; "The simultaneous neutron and photon interrogation method for fissile and non-fissile element separation in radioactive waste drums"; Nuc. Instr. and Meth. In Physics Research B, 170 (2000), 489 - 500.
3. MCNP - A General Monte Carlo N-Particle Transport Code", LA-12625-M Version 4B, J.F.Briesmeister, Ed., November 1993.
4. A. M. Goryachev, G. N. Zalesny, I. V. Pozdnev; "Be-9 ( $\gamma, n$ ) reaction cross section in the energy range from threshold to 20 MeV"; IZV Rossiiskoi Akademii Nauk, 56, 159, 1992.
5. J. T. Caldwell, E. J. Dowdy, B. L. Berman, R. A. Alvarez, P. Meyer; "Giant resonance for the actinide nuclei: photoneutron and photofission cross section for  $^{235}\text{U}$ ,  $^{236}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$  and  $^{232}\text{Th}$ "; Physical Review C, Nuclear Physics, 21, 1215, 1980.
6. A. Lyoussi, et al.; "Transuranic waste detection by photon interrogation and on-line delayed neutron counting"; Nuc. Instr. and Meth. In Physics Research B, 160 (2000), 280 - 289.
7. M. J. Berger, S. M. Seltzer.; "Bremsstrahlung and Photoneutrons from Thick Tungsten and Tantalum Targets"; Physical Review C, 2 (1970), 621.
8. J. E. Stewart, H. O. Menlove, N. Ensslin; "Defining an Effective Plutonium Mass for Induced Fission"; in "Safeguards and Security Progress Report, January – December 1987," Los Alamos Laboratory Report LA-11356-PR (September 1988), pp. 18-21.
9. M. S. Zucker, N. E. Holden; "Neutron Multiplicity for Neutron Induced Fission of  $^{235}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$  and  $^{239}\text{Pu}$  as a Function of Neutron Energy" IAEA-SM-293/122.
10. EXFOR and ENDF (National Nuclear Data Center: [www.nndc.bnl.gov](http://www.nndc.bnl.gov))
11. L. A. Currie; "Limits for Qualitative Detection and Quantitative Determination", Analytical Chemistry 40, 586 - 593 (1968).

## APPENDICE A

## SPETTRO DI BREMSSTRAHLUNG ERG=15 MEV LINAC DGA/ETCA

```

C      TARGET DI Bremsstrahlung e BERILLIO
1      1 -19.3 -1  2 -3 4 IMP:P=1 IMP:E=1 $ TARGET DI W
2      1 -19.3 -2 5 -6      IMP:P=1 IMP:E=1 $ TARGET DI W SPESSORE 1.7 mm
3      2 -0.001288 -2 4 -5 IMP:P=1 IMP:E=1
4      2 -0.001288 -2 6 -3 IMP:P=1 IMP:E=1
5      2 -0.001288 -1 -4 7 IMP:P=1 IMP:E=1
6      3 -1.848 -8 9 -10 IMP:P=1 IMP:E=1      $ TARGET CILINDRICO DI Be
7      2 -0.001288 -8 3 -11 #6 IMP:P=1 IMP:E=1
8      2 -0.001288 1 -3 7 -8 IMP:P=1 IMP:E=1
9      0 8:-7:11 IMP:P=0 IMP:E=0

```

```

1      CY  0.75
2      CY  0.55
3      PY  2
4      PY  0
5      PY  0.83
6      PY  1
7      PY -0.5
8      CY  4
9      PY  4
10     PY  12
11     PY  15

```

```

MODE  P E
SDEF  POS 0 0 0 ERG=15 PAR=3 DIR=1 VEC= 0 1 0
C
M1    74000. 1 $ TUNGSTENO
M2    7000. 0.767 8000. 0.233 $ ARIA
M3    4000. 1 $ BERILLIO
C
F1:P 3
C1    0 .174 .342 .5 .643 .766 .866 .940 .985 1 T
CM1   .159 .915 .947 1.007 1.113 1.294 1.591 2.151 3.537 10.610
F21:P 9
C21   0 .174 .342 .5 .643 .766 .866 .940 .985 1 T
CM21  .159 .915 .947 1.007 1.113 1.294 1.591 2.151 3.537 10.610
F31:P 6
C31   0 .174 .342 .5 .643 .766 .866 .940 .985 1 T
CM31  .159 .915 .947 1.007 1.113 1.294 1.591 2.151 3.537 10.610
E0    0 99I 20
EM0   0 5 99R
NPS   20000
PRINT
PRDMP 2J -1

```

## APPENDICE B

SIMULATION OF ENEA DETECTOR HEAD - RIFIUTI ALFA CONTAMINATI -  
INTERROGAZIONE N

```

C   MATRICE CON 1 GRAMMO DI 235U NO BLOCCHI 8 E 9
C   VERTICAL DETECTORS
C   BLOCK 1
C   GAS He3
1   2 -0.0005 708 -709 -1 IMP:N=1
2   2 -0.0005 708 -709 -2 IMP:N=1
3   2 -0.0005 708 -709 -3 IMP:N=1
4   2 -0.0005 708 -709 -4 IMP:N=1
C   CLADDING
5   3 -7.85 707 -710 -5 #1 IMP:N=1
6   3 -7.85 707 -710 -6 #2 IMP:N=1
7   3 -7.85 707 -710 -7 #3 IMP:N=1
8   3 -7.85 707 -710 -8 #4 IMP:N=1
C   POLYETILENE DETECTORS BLOCK
9   4 -0.98 707 -710 203 -204 -1062 1023 5 6 7 8 IMP:N=1
C   BLOCK 2
C   GAS He3
10  2 -0.0005 708 -709 -9 IMP:N=1
11  2 -0.0005 708 -709 -10 IMP:N=1
12  2 -0.0005 708 -709 -11 IMP:N=1
13  2 -0.0005 708 -709 -12 IMP:N=1
C   CLADDING
14  3 -7.85 707 -710 -13 #10 IMP:N=1
15  3 -7.85 707 -710 -14 #11 IMP:N=1
16  3 -7.85 707 -710 -15 #12 IMP:N=1
17  3 -7.85 707 -710 -16 #13 IMP:N=1
C   POLYETILENE DETECTORS BLOCK
18  4 -0.98 707 -710 303 -304 -1023 1034 13 14 15 16 IMP:N=1
C   BLOCK 3
C   GAS He3
19  2 -0.0005 708 -709 -17 IMP:N=1
20  2 -0.0005 708 -709 -18 IMP:N=1
21  2 -0.0005 708 -709 -19 IMP:N=1
22  2 -0.0005 708 -709 -20 IMP:N=1
C   CLADDING
23  3 -7.85 707 -710 -21 #19 IMP:N=1
24  3 -7.85 707 -710 -22 #20 IMP:N=1
25  3 -7.85 707 -710 -23 #21 IMP:N=1
26  3 -7.85 707 -710 -24 #22 IMP:N=1
C   POLYETILENE DETECTORS BLOCK
27  4 -0.98 707 -710 403 -404 -1034 1045 21 22 23 24 IMP:N=1
C   BLOCK 4
C   GAS He3
28  2 -0.0005 708 -709 -25 IMP:N=1
29  2 -0.0005 708 -709 -26 IMP:N=1
30  2 -0.0005 708 -709 -27 IMP:N=1
31  2 -0.0005 708 -709 -28 IMP:N=1
C   CLADDING
32  3 -7.85 707 -710 -29 #28 IMP:N=1
33  3 -7.85 707 -710 -30 #29 IMP:N=1
34  3 -7.85 707 -710 -31 #30 IMP:N=1
35  3 -7.85 707 -710 -32 #31 IMP:N=1
C   POLYETILENE DETECTORS BLOCK
36  4 -0.98 707 -710 503 -504 -1045 -1056 29 30 31 32 IMP:N=1
C   BLOCK 5

```

```

C    GAS He3
37  2 -0.0005 708 -709 -33 IMP:N=1
38  2 -0.0005 708 -709 -34 IMP:N=1
39  2 -0.0005 708 -709 -35 IMP:N=1
40  2 -0.0005 708 -709 -36 IMP:N=1
C    CLADDING
41  3 -7.85 707 -710 -37 #37 IMP:N=1
42  3 -7.85 707 -710 -38 #38 IMP:N=1
43  3 -7.85 707 -710 -39 #39 IMP:N=1
44  3 -7.85 707 -710 -40 #40 IMP:N=1
C    POLYETILENE DETECTORS BLOCK
45  4 -0.98 707 -710 603 -604 1056 -1062 37 38 39 40 IMP:N=1
C    BLOCK 6
C    GAS He3
46  2 -0.0005 708 -709 -41 IMP:N=1
47  2 -0.0005 708 -709 -42 IMP:N=1
48  2 -0.0005 708 -709 -43 IMP:N=1
49  2 -0.0005 708 -709 -44 IMP:N=1
C    CLADDING
50  3 -7.85 707 -710 -45 #46 IMP:N=1
51  3 -7.85 707 -710 -46 #47 IMP:N=1
52  3 -7.85 707 -710 -47 #48 IMP:N=1
53  3 -7.85 707 -710 -48 #49 IMP:N=1
C    POLYETILENE DETECTORS BLOCK
54  4 -0.98 707 -710 254 -253 1062 -1023 45 46 47 48 IMP:N=1
C    BLOCK 7
C    GAS He3
55  2 -0.0005 708 -709 -49 IMP:N=1
56  2 -0.0005 708 -709 -50 IMP:N=1
57  2 -0.0005 708 -709 -51 IMP:N=1
58  2 -0.0005 708 -709 -52 IMP:N=1
C    CLADDING
59  3 -7.85 707 -710 -53 #55 IMP:N=1
60  3 -7.85 707 -710 -54 #56 IMP:N=1
61  3 -7.85 707 -710 -55 #57 IMP:N=1
62  3 -7.85 707 -710 -56 #58 IMP:N=1
C    POLYETILENE DETECTORS BLOCK
63  4 -0.98 707 -710 353 -354 1023 -1034 53 54 55 56 IMP:N=1
C    BLOCK 8 (SOSTITUISCO CON ARIA)
C    ARIA
64  5 -0.001288 708 -709 -57 IMP:N=1
65  5 -0.001288 708 -709 -58 IMP:N=1
66  5 -0.001288 708 -709 -59 IMP:N=1
67  5 -0.001288 708 -709 -60 IMP:N=1
C    ARIA
68  5 -0.001288 707 -710 -61 #64 IMP:N=1
69  5 -0.001288 707 -710 -62 #65 IMP:N=1
70  5 -0.001288 707 -710 -63 #66 IMP:N=1
71  5 -0.001288 707 -710 -64 #67 IMP:N=1
C    ARIA
72  5 -0.001288 707 -710 453 -454 1034 -1045 61 62 63 64 IMP:N=1
C    BLOCK 9 (SOSTITUISCO CON ARIA)
C    ARIA
73  5 -0.001288 708 -709 -65 IMP:N=1
74  5 -0.001288 708 -709 -66 IMP:N=1
75  5 -0.001288 708 -709 -67 IMP:N=1
76  5 -0.001288 708 -709 -68 IMP:N=1
C    ARIA
77  5 -0.001288 707 -710 -69 #73 IMP:N=1
78  5 -0.001288 707 -710 -70 #74 IMP:N=1
79  5 -0.001288 707 -710 -71 #75 IMP:N=1
80  5 -0.001288 707 -710 -72 #76 IMP:N=1

```

```

C    ARIA
81   5 -0.001288 707 -710 553 -554 1045 1056 69 70 71 72 IMP:N=1
C    BLOCK 10
C    GAS He3
82   2 -0.0005 708 -709 -73 IMP:N=1
83   2 -0.0005 708 -709 -74 IMP:N=1
84   2 -0.0005 708 -709 -75 IMP:N=1
85   2 -0.0005 708 -709 -76 IMP:N=1
C    CLADDING
86   3 -7.85 707 -710 -77 #82 IMP:N=1
87   3 -7.85 707 -710 -78 #83 IMP:N=1
88   3 -7.85 707 -710 -79 #84 IMP:N=1
89   3 -7.85 707 -710 -80 #85 IMP:N=1
C    POLYETILENE DETECTORS BLOCK
90   4 -0.98 707 -710 653 -654 -1056 1062 77 78 79 80 IMP:N=1
C    TOP DETECTORS
C    GAS He3
91   2 -0.0005 721 -722 -81 IMP:N=1
92   2 -0.0005 721 -722 -82 IMP:N=1
93   2 -0.0005 721 -722 -83 IMP:N=1
94   2 -0.0005 721 -722 -84 IMP:N=1
95   2 -0.0005 721 -722 -85 IMP:N=1
96   2 -0.0005 721 -722 -86 IMP:N=1
97   2 -0.0005 721 -722 -87 IMP:N=1
98   2 -0.0005 721 -722 -88 IMP:N=1
99   2 -0.0005 721 -722 -89 IMP:N=1
100  2 -0.0005 721 -722 -90 IMP:N=1
101  2 -0.0005 721 -722 -91 IMP:N=1
102  2 -0.0005 721 -722 -92 IMP:N=1
C    CLADDING
103  3 -7.85 720 -723 -93 #91 IMP:N=1
104  3 -7.85 720 -723 -94 #92 IMP:N=1
105  3 -7.85 720 -723 -95 #93 IMP:N=1
106  3 -7.85 720 -723 -96 #94 IMP:N=1
107  3 -7.85 720 -723 -97 #95 IMP:N=1
108  3 -7.85 720 -723 -98 #96 IMP:N=1
109  3 -7.85 720 -723 -99 #97 IMP:N=1
110  3 -7.85 720 -723 -100 #98 IMP:N=1
111  3 -7.85 720 -723 -101 #99 IMP:N=1
112  3 -7.85 720 -723 -102 #100 IMP:N=1
113  3 -7.85 720 -723 -103 #101 IMP:N=1
114  3 -7.85 720 -723 -104 #102 IMP:N=1
C    POLYETILENE
115  4 -0.98 715 -716 720 -723 730 -731 93 94 95 96 97 98
    99 100 101 102 103 104 IMP:N=1
C    BOTTOM DETECTORS
C    GAS He3
116  2 -0.0005 721 -723 -105 IMP:N=1
117  2 -0.0005 721 -723 -106 IMP:N=1
118  2 -0.0005 721 -723 -107 IMP:N=1
119  2 -0.0005 721 -723 -108 IMP:N=1
120  2 -0.0005 721 -723 -109 IMP:N=1
121  2 -0.0005 721 -723 -110 IMP:N=1
122  2 -0.0005 721 -723 -111 IMP:N=1
123  2 -0.0005 721 -723 -112 IMP:N=1
124  2 -0.0005 721 -723 -113 IMP:N=1
125  2 -0.0005 721 -723 -114 IMP:N=1
126  2 -0.0005 721 -723 -115 IMP:N=1
127  2 -0.0005 721 -723 -116 IMP:N=1
C    CLADDING
128  3 -7.85 720 -723 -117 #116 IMP:N=1
129  3 -7.85 720 -723 -118 #117 IMP:N=1

```

SVILUPPO DI TECNICHE DI MISURA NEUTRONICHE ATTIVE

```

130 3 -7.85 720 -723 -119 #118 IMP:N=1
131 3 -7.85 720 -723 -120 #119 IMP:N=1
132 3 -7.85 720 -723 -121 #120 IMP:N=1
133 3 -7.85 720 -723 -122 #121 IMP:N=1
134 3 -7.85 720 -723 -123 #122 IMP:N=1
135 3 -7.85 720 -723 -124 #123 IMP:N=1
136 3 -7.85 720 -723 -125 #124 IMP:N=1
137 3 -7.85 720 -723 -126 #125 IMP:N=1
138 3 -7.85 720 -723 -127 #126 IMP:N=1
139 3 -7.85 720 -723 -128 #127 IMP:N=1
C POLYETILENE
140 4 -0.98 702 -703 720 -723 730 -731 117 118 119 120 121
122 123 124 125 126 127 128 IMP:N=1
C POLYETILENE BOTTOM BLOCK
141 4 -0.98 -207 -307 -407 -507 -607 257 -357 -457 -557 -657
700 -706 (-701:-720:723:-730:731) IMP:N=1
C CADMIUM & DURALLUMINIUM
C BOTTOM LINER
142 1 -8.65 701 -702 720 -723 730 -731 IMP:N=1 $Cd
143 6 -2.702 703 -704 720 -723 730 -731 IMP:N=1 $Al
144 1 -8.65 704 -705 720 -723 730 -731 IMP:N=1 $Cd
145 6 -2.702 705 -706 720 -723 730 -731 IMP:N=1 $Al
C BLOCK 1
C CADMIUM BOTTOM LINER
146 1 -8.65 706 -707 -207 1023 -1062 IMP:N=1 $Cd
C LINER SURROUNDING BLOCK
147 6 -2.702 707 -712 200 -201 1023 -1062 IMP:N=1 $Al
148 1 -8.65 707 -712 201 -202 1023 -1062 IMP:N=1 $Cd
149 6 -2.702 707 -712 202 -203 1023 -1062 IMP:N=1 $Al
150 1 -8.65 707 -710 204 -205 1023 -1062 IMP:N=1 $Cd
151 4 -0.98 707 -710 205 -206 1023 -1062 IMP:N=1 $POLY
152 4 -0.98 707 -712 206 -207 1023 -1062 IMP:N=1 $POLY
C CADMIUM TOP LINER
153 1 -8.65 710 -711 203 -206 1023 -1062 IMP:N=1 $Cd
154 5 -0.001288 711 -712 203 -206 1023 -1062 IMP:N=1 $AIR
C BLOCK 2
C CADMIUM BOTTOM LINER
155 1 -8.65 706 -707 -307 -1023 1034 IMP:N=1 $Cd
C LINER SURROUNDING BLOCK
156 6 -2.702 707 -712 300 -301 -1023 1034 IMP:N=1 $Al
157 1 -8.65 707 -712 301 -302 -1023 1034 IMP:N=1 $Cd
158 6 -2.702 707 -712 302 -303 -1023 1034 IMP:N=1 $Al
159 1 -8.65 707 -710 304 -305 -1023 1034 IMP:N=1 $Cd
160 4 -0.98 707 -710 305 -306 -1023 1034 IMP:N=1 $POLY
161 4 -0.98 707 -712 306 -307 -1023 1034 IMP:N=1 $POLY
C CADMIUM TOP LINER
162 1 -8.65 710 -711 303 -306 -1023 1034 IMP:N=1 $Cd
163 5 -0.001288 711 -712 303 -306 -1023 1034 IMP:N=1 $AIR
C BLOCK 3
C CADMIUM BOTTOM LINER
164 1 -8.65 706 -707 -407 -1034 1045 IMP:N=1 $Cd
C LINER SURROUNDING BLOCK
165 6 -2.702 707 -712 400 -401 -1034 1045 IMP:N=1 $Al
166 1 -8.65 707 -712 401 -402 -1034 1045 IMP:N=1 $Cd
167 6 -2.702 707 -712 402 -403 -1034 1045 IMP:N=1 $Al
168 1 -8.65 707 -710 404 -405 -1034 1045 IMP:N=1 $Cd
169 4 -0.98 707 -710 405 -406 -1034 1045 IMP:N=1 $POLY
170 4 -0.98 707 -712 406 -407 -1034 1045 IMP:N=1 $POLY
C CADMIUM TOP LINER
171 1 -8.65 710 -711 403 -406 -1034 1045 IMP:N=1 $Cd
172 5 -0.001288 711 -712 403 -406 -1034 1045 IMP:N=1 $AIR
C BLOCK 4

```

SVILUPPO DI TECNICHE DI MISURA NEUTRONICHE ATTIVE

C CADMIUM BOTTOM LINER  
 173 1 -8.65 706 -707 -507 -1045 -1056 IMP:N=1 \$Cd  
 C LINER SURROUNDING BLOCK  
 174 6 -2.702 707 -712 500 -501 -1045 -1056 IMP:N=1 \$Al  
 175 1 -8.65 707 -712 501 -502 -1045 -1056 IMP:N=1 \$Cd  
 176 6 -2.702 707 -712 502 -503 -1045 -1056 IMP:N=1 \$Al  
 177 1 -8.65 707 -710 504 -505 -1045 -1056 IMP:N=1 \$Cd  
 178 4 -0.98 707 -710 505 -506 -1045 -1056 IMP:N=1 \$POLY  
 179 4 -0.98 707 -712 506 -507 -1045 -1056 IMP:N=1 \$POLY  
 C CADMIUM TOP LINER  
 180 1 -8.65 710 -711 503 -506 -1045 -1056 IMP:N=1 \$Cd  
 181 5 -0.001288 711 -712 503 -506 -1045 -1056 IMP:N=1 \$AIR  
 C BLOCK 5  
 C CADMIUM BOTTOM LINER  
 182 1 -8.65 706 -707 -607 1056 -1062 IMP:N=1 \$Cd  
 C LINER SURROUNDING BLOCK  
 183 6 -2.702 707 -712 600 -601 1056 -1062 IMP:N=1 \$Al  
 184 1 -8.65 707 -712 601 -602 1056 -1062 IMP:N=1 \$Cd  
 185 6 -2.702 707 -712 602 -603 1056 -1062 IMP:N=1 \$Al  
 186 1 -8.65 707 -710 604 -605 1056 -1062 IMP:N=1 \$Cd  
 187 4 -0.98 707 -710 605 -606 1056 -1062 IMP:N=1 \$POLY  
 188 4 -0.98 707 -712 606 -607 1056 -1062 IMP:N=1 \$POLY  
 C CADMIUM TOP LINER  
 189 1 -8.65 710 -711 603 -606 1056 -1062 IMP:N=1 \$Cd  
 190 5 -0.001288 711 -712 603 -606 1056 -1062 IMP:N=1 \$AIR  
 C BLOCK 6  
 C CADMIUM BOTTOM LINER  
 191 1 -8.65 706 -707 257 1062 -1023 IMP:N=1 \$Cd  
 C LINER SURROUNDING BLOCK  
 192 6 -2.702 707 -712 -250 251 1062 -1023 IMP:N=1 \$Al  
 193 1 -8.65 707 -712 -251 252 1062 -1023 IMP:N=1 \$Cd  
 194 6 -2.702 707 -712 -252 253 1062 -1023 IMP:N=1 \$Al  
 195 1 -8.65 707 -710 -254 255 1062 -1023 IMP:N=1 \$Cd  
 196 4 -0.98 707 -710 -255 256 1062 -1023 IMP:N=1 \$POLY  
 197 4 -0.98 707 -712 -256 257 1062 -1023 IMP:N=1 \$POLY  
 C CADMIUM TOP LINER  
 198 1 -8.65 710 -711 -253 256 1062 -1023 IMP:N=1 \$Cd  
 199 5 -0.001288 711 -712 -253 256 1062 -1023 IMP:N=1 \$AIR  
 C BLOCK 7  
 C CADMIUM BOTTOM LINER  
 200 1 -8.65 706 -707 -357 -1034 1023 IMP:N=1 \$Cd  
 C LINER SURROUNDING BLOCK  
 201 6 -2.702 707 -712 350 -351 -1034 1023 IMP:N=1 \$Al  
 202 1 -8.65 707 -712 351 -352 -1034 1023 IMP:N=1 \$Cd  
 203 6 -2.702 707 -712 352 -353 -1034 1023 IMP:N=1 \$Al  
 204 1 -8.65 707 -710 354 -355 -1034 1023 IMP:N=1 \$Cd  
 205 4 -0.98 707 -710 355 -356 -1034 1023 IMP:N=1 \$POLY  
 206 4 -0.98 707 -712 356 -357 -1034 1023 IMP:N=1 \$POLY  
 C CADMIUM TOP LINER  
 207 1 -8.65 710 -711 353 -356 -1034 1023 IMP:N=1 \$Cd  
 208 5 -0.001288 711 -712 353 -356 -1034 1023 IMP:N=1 \$AIR  
 C BLOCK 8 (SOSTITUISCO CON ARIA)  
 C ARIA  
 209 5 -0.001288 706 -707 -457 1034 -1045 IMP:N=1  
 C ARIA  
 210 5 -0.001288 707 -712 450 -451 1034 -1045 IMP:N=1  
 211 5 -0.001288 707 -712 451 -452 1034 -1045 IMP:N=1  
 212 5 -0.001288 707 -712 452 -453 1034 -1045 IMP:N=1  
 213 5 -0.001288 707 -710 454 -455 1034 -1045 IMP:N=1  
 214 5 -0.001288 707 -710 455 -456 1034 -1045 IMP:N=1  
 215 5 -0.001288 707 -712 456 -457 1034 -1045 IMP:N=1  
 C ARIA

SVILUPPO DI TECNICHE DI MISURA NEUTRONICHE ATTIVE

```

216 5 -0.001288 710 -711 453 -456 1034 -1045 IMP:N=1
217 5 -0.001288 711 -712 453 -456 1034 -1045 IMP:N=1
C BLOCK 9 (SOSTITUISCO CON ARIA)
C ARIA
218 5 -0.001288 706 -707 -557 1045 1056 IMP:N=1
C ARIA
219 5 -0.001288 707 -712 550 -551 1045 1056 IMP:N=1
220 5 -0.001288 707 -712 551 -552 1045 1056 IMP:N=1
221 5 -0.001288 707 -712 552 -553 1045 1056 IMP:N=1
222 5 -0.001288 707 -710 554 -555 1045 1056 IMP:N=1
223 5 -0.001288 707 -710 555 -556 1045 1056 IMP:N=1
224 5 -0.001288 707 -712 556 -557 1045 1056 IMP:N=1
C ARIA
225 5 -0.001288 710 -711 553 -556 1045 1056 IMP:N=1
226 5 -0.001288 711 -712 553 -556 1045 1056 IMP:N=1
C BLOCK 10
C CADMIUM BOTTOM LINER
227 1 -8.65 706 -707 -657 1062 -1056 IMP:N=1 $Cd
C LINER SURROUNDING BLOCK
228 6 -2.702 707 -712 650 -651 1062 -1056 IMP:N=1 $Al
229 1 -8.65 707 -712 651 -652 1062 -1056 IMP:N=1 $Cd
230 6 -2.702 707 -712 652 -653 1062 -1056 IMP:N=1 $Al
231 1 -8.65 707 -710 654 -655 1062 -1056 IMP:N=1 $Cd
232 4 -0.98 707 -710 655 -656 1062 -1056 IMP:N=1 $POLY
233 4 -0.98 707 -712 656 -657 1062 -1056 IMP:N=1 $POLY
C CADMIUM TOP LINER
234 1 -8.65 710 -711 653 -656 1062 -1056 IMP:N=1 $Cd
235 5 -0.001288 711 -712 653 -656 1062 -1056 IMP:N=1 $AIR
C TOP LINER
236 6 -2.702 712 -713 720 -723 730 -731 IMP:N=1 $Al
237 1 -8.65 713 -714 720 -723 730 -731 IMP:N=1 $Cd
238 6 -2.702 714 -715 720 -723 730 -731 IMP:N=1 $Al
239 1 -8.65 716 -717 720 -723 730 -731 IMP:N=1 $Cd
C POLYETILENE TOP BLOCK
240 4 -0.98 -207 -307 -407 -507 -607 257 -357 -457 -557 -657
712 -718 (717:-720:723:-730:731) IMP:N=1
C DRUM
241 7 -0.1136364 801 -802 -804 IMP:N=1 $MATRIX (GUANTI PLASTICA)
242 3 -7.85 800 -803 -805 #241 IMP:N=1 $STEEL
243 8 -1.848 -806 -807 808 IMP:N=1 $BERILLIUM
C CELLS SURROUNDING DRUM
243 5 -0.001288 707 -712 -200 -300 -400 -500 -600 250 -350
-450 -550 -650 #241 #242 #243 IMP:N=1
C OUTER WORLD
244 0 207 -1062 1023 IMP:N=0
245 0 307 -1023 1034 IMP:N=0
246 0 407 -1034 1045 IMP:N=0
247 0 507 -1045 -1056 IMP:N=0
248 0 607 1056 -1062 IMP:N=0
249 0 -257 1062 -1023 IMP:N=0
250 0 357 1023 -1034 IMP:N=0
251 0 457 1034 -1045 IMP:N=0
252 0 557 1045 1056 IMP:N=0
253 0 657 -1056 1062 IMP:N=0
254 0 -207 -307 -407 -507 -607 257 -357 -457 -557
-657 -700 IMP:N=0
255 0 -207 -307 -407 -507 -607 257 -357 -457 -557
-657 718 IMP:N=0

C CILINDERS DEFINING VERTICAL DETECTORS
C BLOCK 1
C INNER RADIUS

```



```

1   C/Z 42.6 -10.05 1.25
2   C/Z 42.6 -3.35 1.25
3   C/Z 42.6 3.35 1.25
4   C/Z 42.6 10.05 1.25
C   OUTER RADIUS
5   C/Z 42.6 -10.05 1.27
6   C/Z 42.6 -3.35 1.27
7   C/Z 42.6 3.35 1.27
8   C/Z 42.6 10.05 1.27
C   BLOCK 2
C   INNER RADIUS
9   1 C/Z 42.6 -10.05 1.25
10  1 C/Z 42.6 -3.35 1.25
11  1 C/Z 42.6 3.35 1.25
12  1 C/Z 42.6 10.05 1.25
C   OUTER RADIUS
13  1 C/Z 42.6 -10.05 1.27
14  1 C/Z 42.6 -3.35 1.27
15  1 C/Z 42.6 3.35 1.27
16  1 C/Z 42.6 10.05 1.27
C   BLOCK 3
C   INNER RADIUS
17  2 C/Z 42.6 -10.05 1.25
18  2 C/Z 42.6 -3.35 1.25
19  2 C/Z 42.6 3.35 1.25
20  2 C/Z 42.6 10.05 1.25
C   OUTER RADIUS
21  2 C/Z 42.6 -10.05 1.27
22  2 C/Z 42.6 -3.35 1.27
23  2 C/Z 42.6 3.35 1.27
24  2 C/Z 42.6 10.05 1.27
C   BLOCK 4
C   INNER RADIUS
25  3 C/Z 42.6 -10.05 1.25
26  3 C/Z 42.6 -3.35 1.25
27  3 C/Z 42.6 3.35 1.25
28  3 C/Z 42.6 10.05 1.25
C   OUTER RADIUS
29  3 C/Z 42.6 -10.05 1.27
30  3 C/Z 42.6 -3.35 1.27
31  3 C/Z 42.6 3.35 1.27
32  3 C/Z 42.6 10.05 1.27
C   BLOCK 5
C   INNER RADIUS
33  4 C/Z 42.6 -10.05 1.25
34  4 C/Z 42.6 -3.35 1.25
35  4 C/Z 42.6 3.35 1.25
36  4 C/Z 42.6 10.05 1.25
C   OUTER RADIUS
37  4 C/Z 42.6 -10.05 1.27
38  4 C/Z 42.6 -3.35 1.27
39  4 C/Z 42.6 3.35 1.27
40  4 C/Z 42.6 10.05 1.27
C   BLOCK 6
C   INNER RADIUS
41  C/Z -42.6 -10.05 1.25
42  C/Z -42.6 -3.35 1.25
43  C/Z -42.6 3.35 1.25
44  C/Z -42.6 10.05 1.25
C   OUTER RADIUS
45  C/Z -42.6 -10.05 1.27
46  C/Z -42.6 -3.35 1.27

```

47 C/Z -42.6 3.35 1.27  
 48 C/Z -42.6 10.05 1.27  
 C BLOCK 7  
 C INNER RADIUS  
 49 5 C/Z 42.6 -10.05 1.25  
 50 5 C/Z 42.6 -3.35 1.25  
 51 5 C/Z 42.6 3.35 1.25  
 52 5 C/Z 42.6 10.05 1.25  
 C OUTER RADIUS  
 53 5 C/Z 42.6 -10.05 1.27  
 54 5 C/Z 42.6 -3.35 1.27  
 55 5 C/Z 42.6 3.35 1.27  
 56 5 C/Z 42.6 10.05 1.27  
 C BLOCK 8  
 C INNER RADIUS  
 57 6 C/Z 42.6 -10.05 1.25  
 58 6 C/Z 42.6 -3.35 1.25  
 59 6 C/Z 42.6 3.35 1.25  
 60 6 C/Z 42.6 10.05 1.25  
 C OUTER RADIUS  
 61 6 C/Z 42.6 -10.05 1.27  
 62 6 C/Z 42.6 -3.35 1.27  
 63 6 C/Z 42.6 3.35 1.27  
 64 6 C/Z 42.6 10.05 1.27  
 C BLOCK 9  
 C INNER RADIUS  
 65 7 C/Z 42.6 -10.05 1.25  
 66 7 C/Z 42.6 -3.35 1.25  
 67 7 C/Z 42.6 3.35 1.25  
 68 7 C/Z 42.6 10.05 1.25  
 C OUTER RADIUS  
 69 7 C/Z 42.6 -10.05 1.27  
 70 7 C/Z 42.6 -3.35 1.27  
 71 7 C/Z 42.6 3.35 1.27  
 72 7 C/Z 42.6 10.05 1.27  
 C BLOCK 10  
 C INNER RADIUS  
 73 8 C/Z 42.6 -10.05 1.25  
 74 8 C/Z 42.6 -3.35 1.25  
 75 8 C/Z 42.6 3.35 1.25  
 76 8 C/Z 42.6 10.05 1.25  
 C OUTER RADIUS  
 77 8 C/Z 42.6 -10.05 1.27  
 78 8 C/Z 42.6 -3.35 1.27  
 79 8 C/Z 42.6 3.35 1.27  
 80 8 C/Z 42.6 10.05 1.27  
 C ORIZZONTAL DETECTORS  
 C TOP DETECORS  
 C INNNER RADIUS  
 81 C/X -38.85 122.6 1.25  
 82 C/X -32.15 122.6 1.25  
 83 C/X -25.45 122.6 1.25  
 84 C/X -18.75 122.6 1.25  
 85 C/X -10.05 122.6 1.25  
 86 C/X -3.35 122.6 1.25  
 87 C/X 3.35 122.6 1.25  
 88 C/X 10.05 122.6 1.25  
 89 C/X 18.75 122.6 1.25  
 90 C/X 25.45 122.6 1.25  
 91 C/X 32.15 122.6 1.25  
 92 C/X 38.85 122.6 1.25  
 C OUTER RADIUS

93 C/X -38.85 122.6 1.27  
94 C/X -32.15 122.6 1.27  
95 C/X -25.45 122.6 1.27  
96 C/X -18.75 122.6 1.27  
97 C/X -10.05 122.6 1.27  
98 C/X -3.35 122.6 1.27  
99 C/X 3.35 122.6 1.27  
100 C/X 10.05 122.6 1.27  
101 C/X 18.75 122.6 1.27  
102 C/X 25.45 122.6 1.27  
103 C/X 32.15 122.6 1.27  
104 C/X 38.85 122.6 1.27  
C BOTTOM DETECTORS  
C INNNER RADIUS  
105 C/X -38.85 -5.7 1.25  
106 C/X -32.15 -5.7 1.25  
107 C/X -25.45 -5.7 1.25  
108 C/X -18.75 -5.7 1.25  
109 C/X -10.05 -5.7 1.25  
110 C/X -3.35 -5.7 1.25  
111 C/X 3.35 -5.7 1.25  
112 C/X 10.05 -5.7 1.25  
113 C/X 18.75 -5.7 1.25  
114 C/X 25.45 -5.7 1.25  
115 C/X 32.15 -5.7 1.25  
116 C/X 38.85 -5.7 1.25  
C OUTER RADIUS  
117 C/X -38.85 -5.7 1.27  
118 C/X -32.15 -5.7 1.27  
119 C/X -25.45 -5.7 1.27  
120 C/X -18.75 -5.7 1.27  
121 C/X -10.05 -5.7 1.27  
122 C/X -3.35 -5.7 1.27  
123 C/X 3.35 -5.7 1.27  
124 C/X 10.05 -5.7 1.27  
125 C/X 18.75 -5.7 1.27  
126 C/X 25.45 -5.7 1.27  
127 C/X 32.15 -5.7 1.27  
128 C/X 38.85 -5.7 1.27  
C PLANES FOR BLOCK 1  
200 PX 37  
201 PX 37.2  
202 PX 37.3  
203 PX 38.3  
204 PX 46.9  
205 PX 47  
206 PX 51  
207 PX 73  
C PLANES FOR BLOCK 2  
300 1 PX 37  
301 1 PX 37.2  
302 1 PX 37.3  
303 1 PX 38.3  
304 1 PX 46.9  
305 1 PX 47  
306 1 PX 51  
307 1 PX 73  
C PLANES FOR BLOCK 3  
400 2 PX 37  
401 2 PX 37.2  
402 2 PX 37.3  
403 2 PX 38.3

404 2 PX 46.9  
 405 2 PX 47  
 406 2 PX 51  
 407 2 PX 73  
 C PLANES FOR BLOCK 4  
 500 3 PX 37  
 501 3 PX 37.2  
 502 3 PX 37.3  
 503 3 PX 38.3  
 504 3 PX 46.9  
 505 3 PX 47  
 506 3 PX 51  
 507 3 PX 73  
 C PLANES FOR BLOCK 5  
 600 4 PX 37  
 601 4 PX 37.2  
 602 4 PX 37.3  
 603 4 PX 38.3  
 604 4 PX 46.9  
 605 4 PX 47  
 606 4 PX 51  
 607 4 PX 73  
 C PLANES FOR BLOCK 6  
 250 PX -37  
 251 PX -37.2  
 252 PX -37.3  
 253 PX -38.3  
 254 PX -46.9  
 255 PX -47  
 256 PX -51  
 257 PX -73  
 C PLANES FOR BLOCK 7  
 350 5 PX 37  
 351 5 PX 37.2  
 352 5 PX 37.3  
 353 5 PX 38.3  
 354 5 PX 46.9  
 355 5 PX 47  
 356 5 PX 51  
 357 5 PX 73  
 C PLANES FOR BLOCK 8  
 450 6 PX 37  
 451 6 PX 37.2  
 452 6 PX 37.3  
 453 6 PX 38.3  
 454 6 PX 46.9  
 455 6 PX 47  
 456 6 PX 51  
 457 6 PX 73  
 C PLANES FOR BLOCK 9  
 550 7 PX 37  
 551 7 PX 37.2  
 552 7 PX 37.3  
 553 7 PX 38.3  
 554 7 PX 46.9  
 555 7 PX 47  
 556 7 PX 51  
 557 7 PX 73  
 C PLANES FOR BLOCK 10  
 650 8 PX 37  
 651 8 PX 37.2  
 652 8 PX 37.3

```

653 8 PX 38.3
654 8 PX 46.9
655 8 PX 47
656 8 PX 51
657 8 PX 73
C   ORIZZONTAL PLANES
700 PZ -36
701 PZ -10.1
702 PZ -10
703 PZ -1.4
704 PZ -0.4
705 PZ -0.3
706 PZ -0.1
707 PZ 0
708 PZ 8.7
709 PZ 100.4
710 PZ 104
711 PZ 104.1
712 PZ 117
713 PZ 117.2
714 PZ 117.3
715 PZ 118.3
716 PZ 126.9
717 PZ 127
718 PZ 153
C   PLANES PARALLEL TO Y-Z PLANE
720 PX -52
721 PX -45.85
722 PX 45.85
723 PX 52
C   PLANES PARALLEL TO X-Z PLANE
730 PY -41
731 PY 41
C   SURFACES FOR DRUM
800 PZ 11.44333
801 PZ 11.59333
802 PZ 97.50667
803 PZ 97.65667
804 CZ 28.55
805 CZ 28.7
806 C/Y 0 55.65 4
C   SURFACES FOR TARGET Be
807 PY -28.8
808 PY -36.8
C   OUTER WORLD
900 CZ 73
C   RADIALS PLANES
1023 P 0.3249197 -1 0 0
1034 P 1.3763819 -1 0 0
1045 PX 0
1056 P -1.3763819 -1 0 0
1062 P -0.3249197 -1 0 0

C   TRANSFORMATION
*TR1 0 0 0 36 -54 90 126 36 90 90 90 0
*TR2 0 0 0 72 -18 90 162 72 90 90 90 0
*TR3 0 0 0 108 18 90 -162 108 90 90 90 0
*TR4 0 0 0 144 54 90 -126 144 90 90 90 0
*TR5 0 0 0 -144 126 90 -54 -144 90 90 90 0
*TR6 0 0 0 -108 162 90 -18 -108 90 90 90 0
*TR7 0 0 0 -72 -162 90 18 -72 90 90 90 0
*TR8 0 0 0 -36 -126 90 54 -36 90 90 90 0

```

SVILUPPO DI TECNICHE DI MISURA NEUTRONICHE ATTIVE

```

SDEF CEL=2431 POS 0 -32.8 55.65 RAD=D1 AXS=0 1 0 EXT=D2 ERG=D3
SI1 4
SI2 -4 4
SI3 H 0.00250024 0.100255 0.198009 0.295761 0.806715 1.31763 1.82851 2.33934
      2.85014 3.36089 3.87161 4.38229 4.89293 5.40353 6.04727 6.69095 7.33457
      7.97812 8.62161 9.26504 9.90841 10.5517 11.195 11.8381
SP3 D 0 0.00192565 0.00279357 0.00329266 0.0310686 0.0317467 0.0140054
      0.0188562 0.0250227 0.0253315 0.0272104 0.0384537 0.0876429 0.0900443
      0.106786 0.1026 0.0991134 0.0857072 0.0706604 0.0587064 0.0296802 0.016758
      0.0195345 0.0116252          $spettro di giovanni
CUT:N 1E+34 0 0 0
C
M1 48000.35C 1          $CADMIUM
M2 2003.35C 1          $HELIUM
M3 26000.35C -0.6892   $STEEL
      6012.35C -0.0008
      25055.35C -0.02
      14000.35C -0.01
      24000.35C -0.19
      28058.35C -0.09
M4 1001.35C -0.14371
      6012.35C -0.85629   $POLYETILENE
MT4 POLY.01T
M5 7014.04C 0.767      $AIR
      8016.35C 0.233
M6 13027.35C 1          $DURALLUMINIUM
M7 12000.35C -0.5589   $ MATRIX (GUANTI, PLASTICA, ECC.) + 1 GRAMMO U235
      1001.35C -0.0842
      8016.35C -0.27094
      7014.04C -0.00076
      17000.35C -0.08516
      92235.11D -0.00004
M8 4009.03C 1          $ BERILLIUM
F4:N (1 2 3 4) (10 11 12 13) (19 20 21 22) (28 29 30 31)
      (37 38 39 40) (46 47 48 49) (55 56 57 58) (82 83 84 85)
      (91 92 93 94 95 96 97 98 99 100 101 102)
      (116 117 118 119 120 121 122 123 124 125 126 127) T
SD4 1800.5253 1800.5253 1800.5253 1800.5253 1800.5253 1800.5253
      1800.5253 1800.5253 5401.576 5401.576 25207.354
FM4 9.64396E-05 2 103
TM4 0 0.05 9999R
T4 0 9999I 200000
F14:N 241
FM14 (-220000 7 (-6) (-6 -7))
PRDMP 2J -1
PRINT
NPS 1000000

```