

UNIVERSITA' DEGLI STUDI DI ROMA "LA SAPIENZA"

TESI DI DOTTORATO DI RICERCA IN ENERGETICA

XII CICLO

Triennio Accademico – 1996/97 - 1998/99

***CARATTERIZZAZIONE DI RIFIUTI RADIOATTIVI
DA IMPIANTI ENERGETICI.
TECNICHE NEUTRONICHE PASSIVE.***

Docente Guida:

Prof. F. V. FRAZZOLI

Dottorando:

Dott. Ing. NADIA CHERUBINI

RINGRAZIAMENTI

Ringraziamenti particolari sono rivolti al Prof. F. V. Frazzoli non solo per avermi dato la possibilità di svolgere il presente lavoro e per avermi introdotto alla ricerca scientifica, ma soprattutto per l'affetto, la comprensione e la disponibilità mostratami durante tutto il periodo di svolgimento del dottorato di ricerca.

Vorrei ringraziare l'Ing. R. Remetti per i preziosi consigli e per la collaborazione offertami.

Desidero, inoltre, ringraziare l'Ing. A. Dodaro dell'ENEA (ERG – LAB) per avermi dato la possibilità di effettuare le misure sperimentali presso il C. R. ENEA Casaccia, ma soprattutto per l'amicizia dimostratami.

Vorrei ringraziare vivamente Flaviano e Gianfranco perché hanno contribuito a rendere sereno tutto il periodo di dottorato grazie alla loro simpatia e all'amicizia dimostratami.

Desidero, infine, ringraziare mia madre, mio padre e Massimo per avermi dato il loro appoggio e sostegno in tutte le mie scelte e per avermi fatto comprendere di poter sempre contare su di loro.

***CARATTERIZZAZIONE DI RIFIUTI RADIOATTIVI
DA IMPIANTI ENERGETICI.
TECNICHE NEUTRONICHE PASSIVE.***

INDICE

INTRODUZIONE.

CAPITOLO 1: I RIFIUTI RADIOATTIVI DA IMPIANTI ENERGETICI.

- 1.1 Introduzione.
- 1.2 Classificazione.
- 1.3 Condizionamento.
 - 1.3.1 Vetrificazione.
 - 1.3.2 Cementazione.
- 1.4 Caratterizzazione.

CAPITOLO 2: TECNICHE DI CORRELAZIONE TEMPORALE.

- 2.1 Introduzione.
- 2.2 Fenomeni fisici riguardanti le tecniche di correlazione temporale.
 - 2.2.1 Fissione spontanea.
 - 2.2.2 Emissione neutronica da reazione (α, n).
 - 2.2.3 Moltiplicazione neutronica.
- 2.3 Tecniche di correlazione temporale.
- 2.4 Neutron Coincidence Counting (NCC).
 - 2.4.1 Teoria della tecnica Neutron Coincidence Counting (NCC) o Shift Register.
- 2.5 Procedura di analisi Neutron Coincidence Counting.
 - 2.5.1 Calcolo del die away time.
 - 2.5.2 Calibrazione.
 - 2.5.3 Misura.
- 2.6 Neutron Multiplicity Counting (NMC).

- 2.6.1 Teoria della tecnica Neutron Multiplicity Counting (NMC).
- 2.7 Procedura di analisi Neutron Multiplicity Counting.
 - 2.7.1 Calcolo del die away time.
 - 2.7.2 Calibrazione.
 - 2.7.3 Misura.
- 2.8 Tecnica Rossi- α .
 - 2.8.1 La distribuzione Rossi- α mono-dimensionale.
 - 2.8.2 La distribuzione Rossi- α bi-dimensionale.
- 2.9 Procedura di analisi della tecnica Rossi- α .

CAPITOLO 3: STUDIO DELLE CARATTERISTICHE DELLA TESTA DI MISURA.

- 3.1 Introduzione.
- 3.2 Dispositivo di misura per la generazione del treno sperimentale.
 - 3.2.1 Descrizione della testa di rivelazione neutronica.
 - 3.2.2 Caratteristiche scheda TIA, Time Interval Analyser.
- 3.3 Sorgenti e matrici di riferimento.
 - 3.3.1 Sorgenti di riferimento.
 - 3.3.2 Matrici inattive di riferimento.

CAPITOLO 4: CENNI SUL CODICE MCNP.

- 4.1 Introduzione.
- 4.2 Il metodo Monte Carlo.
- 4.3 Fisica di MCNP.
 - 4.3.1 Interazioni neutroniche.
 - 4.3.2 Interazioni fotoniche.
- 4.4 Geometria di MCNP.
- 4.5 Specificazione della sorgente.
- 4.6 Calcoli di criticità.
- 4.7 Tally.

- 4.8 Stima degli errori Monte Carlo.
- 4.9 Tecniche di riduzione della varianza.
- 4.10 Librerie di dati nucleari impiegate nel codice MCNP.

CAPITOLO 5: SIMULAZIONI MCNP.

- 5.1 Introduzione.
- 5.2 Descrizione dei file di input.
 - 5.2.1 Definizione delle celle.
 - 5.2.2 Definizione delle superfici.
 - 5.2.3 Definizione della sorgente.
 - 5.2.4 Definizione dei materiali.
 - 5.2.5 Tally.

CAPITOLO 6: GENERAZIONE DEL TRENO DI IMPULSI.

- 6.1 Introduzione.
- 6.2 Considerazioni preliminari sui treni di impulsi.
- 6.3 Metodologia di simulazione dei treni di impulsi.
- 6.4 Trasporto del neutrone nel campione e nel well counter.
- 6.5 Risultati per i casi studiati.

CAPITOLO 7: CONFRONTO FRA RISULTATI SIMULATI E SPERIMENTALI.

- 7.1 Introduzione.
- 7.2 Risultati Neutron Coincidence Counting.
 - 7.2.1 Matrice Aria.
 - 7.2.2 Matrice Neoprene.
 - 7.2.3 Matrice Cemento.
- 7.3 Risultati Neutron Multiplicity Counting.
 - 7.3.1 Matrice Aria.

- 7.3.2 Matrice Neoprene.
- 7.3.3 Matrice Cemento.
- 7.4 Risultati della tecnica Rossi- α .
- 7.4.1 Matrice Aria.
- 7.4.2 Matrice Neoprene.
- 7.4.3 Matrice Cemento.
- 7.5 Validazione della procedura di simulazione.

CAPITOLO 8: EFFETTO DEL FONDO AMBIENTALE.

- 8.1 Introduzione.
- 8.2 Caratteristiche del fondo ambientale ENEA.
- 8.3 Risultati Neutron Coincidence Counting.
- 8.3.1 Matrice Aria.
- 8.3.2 Matrice Neoprene.
- 8.3.3 Matrice Cemento.
- 8.4 Risultati Neutron Multiplicity Counting.
- 8.4.1 Matrice Aria.
- 8.4.2 Matrice Neoprene.
- 8.4.3 Matrice Cemento.
- 8.5 Risultati della tecnica Rossi- α .
- 8.5.1 Matrice Aria.
- 8.5.2 Matrice Neoprene.
- 8.5.3 Matrice Cemento.
- 8.6 Validazione della procedura di simulazione.
- 8.7 Completamento del generatore del treno di impulsi con l'effetto di fondo ambientale.
- 8.7.1 Effetti di fondo caratterizzato dalla sola distribuzione di Poisson.
- 8.7.1.1 Risultati Neutron Coincidence Counting.
- 8.7.1.2 Risultati Neutron Multiplicity Counting.
- 8.7.2 Effetti di fondo caratterizzato dai termini di Poisson e di spallazione.
- 8.7.2.1 Risultati Neutron Coincidence Counting.

8.7.2.2 Risultati Neutron Multiplicity Counting.

CAPITOLO 9: APPLICAZIONE DELLA PROCEDURA DI SIMULAZIONE AL CASO DEI RIFIUTI RADIOATTIVI CONDIZIONATI.

- 9.1 Introduzione.
- 9.2 Waste package tipo MAGNOX.
 - 9.2.1 Il “reference waste package”.
 - 9.2.2 Il waste package simulato.
- 9.3 Treni di impulsi simulati.
 - 9.3.1 Risultati Neutron Coincidence Counting.
 - 9.3.2 Risultati Neutron Multiplicity Counting.
 - 9.3.3 Risultati della tecnica Rossi- α .
- 9.4 Effetti di fondo.
 - 9.4.1 Risultati Neutron Coincidence Counting.
 - 9.4.2 Risultati Neutron Multiplicity Counting.
 - 9.4.3 Risultati della tecnica Rossi- α .

CONCLUSIONI.

APPENDICE A: Software Neutron Coincidence Counting (NCC).

APPENDICE B: Software Neutron Multiplicity Counting (NMC).

APPENDICE C: Software Tecnica Rossi- α .

APPENDICE D: File di input MCNP relativo ad un waste package.

APPENDICE E: Software per la generazione del treno di impulsi.

APPENDICE F: Software per la generazione del treno di impulsi relativo al fondo ambientale.

INTRODUZIONE.

Il dottorato di ricerca è stato svolto in collaborazione con ANPA (Agenzia Nazionale Protezione Ambiente) ed ENEA - Laboratorio Nazionale Caratterizzazione Rifiuti Radioattivi ERG - SAL - LAB nell'ambito della ricerca dal titolo: "Improvement of Passive and Active Neutron Assay Techniques for the Characterisation of Radioactive Waste Packages", inserita nel programma EC 1994 - 1998 - Nuclear Fission Safety - area C: Radioactive Waste Management, Disposal and Decommissioning.

L'attività di ricerca è rivolta allo studio delle tecniche neutroniche passive per la caratterizzazione di rifiuti radioattivi cementati derivanti dal riprocessamento degli elementi di combustibile della centrale elettronucleare tipo MAGNOX di Latina. Le operazioni di riprocessamento e condizionamento sono state condotte presso l'impianto BNFL di Sellafield (Inghilterra). I waste packages prodotti, ossia i rifiuti radioattivi condizionati e inseriti in appositi contenitori, torneranno, tra non molto tempo, in Italia per essere immagazzinati temporaneamente, in attesa dello smaltimento definitivo.

Il Decreto Legislativo n° 230 del 17 Marzo 1995 obbliga che, nel caso di invio di residui radioattivi verso Stati membri dell'Unione Europea o di ricevimento di tali residui da Stati membri dell'Unione Europea o per il loro transito sul territorio italiano, l'Autorità competente italiana acquisisca sempre il parere dell'ANPA; è, dunque, necessario che l'ANPA ne verifichi le caratteristiche e le rispondenze alle prescrizioni di sicurezza.

Un waste cementato tipo MAGNOX è costituito, oltre che dalla matrice cementizia, dai frammenti di guaina meccanicamente asportati dal combustibile Magnox. Il waste è radioattivo poiché, durante l'asportazione meccanica delle guaine dagli elementi di combustibile, parte del combustibile irraggiato (circa l'1%) viene trascinato insieme alla guaina, contenendo, dunque, prodotti di fissione e attinidi (Uranio, Plutonio, Curio e Americio).

Il decadimento dei prodotti di fissione dà origine a radiazione gamma che, essendo attenuata all'interno del volume cementato, non costituisce un grosso pericolo

radiologico. I neutroni provengono, invece, dalla fissione spontanea del materiale nucleare (nel caso del ^{240}Pu si hanno circa $1000 \frac{n}{s \cdot g}$ da fissione spontanea), e dalle reazioni (α, n) sui materiali leggeri causate dalle particelle α prodotte nel decadimento dei nuclei pesanti (per il ^{240}Pu si ha una resa da reazione (α, n) di circa $100 \frac{n}{s \cdot g}$).

Dal rateo di neutroni emergenti dal fusto è possibile risalire alla massa di Plutonio presente in esso mediante Tecniche di Correlazione Temporale (TCM).

La correlazione temporale di eventi di rivelazione di neutroni viene comunemente usata per sistemi di analisi non distruttiva di materiali contenenti Plutonio. Questo metodo utilizza la proprietà caratteristica dei neutroni provenienti da reazioni di fissione spontanea o indotta di essere emessi simultaneamente; le misure possono essere fatte in presenza di neutroni da reazioni (α, n) o di neutroni di fondo perché questi sono neutroni distribuiti casualmente.

Gli isotopi del Plutonio, ^{238}Pu , ^{240}Pu e ^{242}Pu , hanno elevate rese di fissione spontanea, cosicché uno strumento che è sensibile solo a neutroni correlati sarà sensibile solo a questi isotopi; se la composizione isotopica del campione è nota, è possibile calcolare la quantità totale di Plutonio.

In pratica, dal momento che l'isotopo ^{240}Pu è il maggior isotopo pari presente in campioni di Plutonio a basso ed elevato burn-up, è conveniente definire una massa $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$ come:

$$^{240}\text{Pu}_{\text{eff}} = 2.52 \cdot ^{238}\text{Pu} + ^{240}\text{Pu} + 1.68 \cdot ^{242}\text{Pu}.$$

Storicamente, i metodi di correlazione sono stati usati per misure di considerevoli quantità di materiale fissile (misure di salvaguardia), dove la densità parziale del materiale nucleare è circa del 90 % in peso.

Più recentemente, i metodi di correlazione sono stati estesi alle misure di rifiuti radioattivi condizionati, dove le quantità di materiale fissile sono inferiori e disperse su un grande volume (tipicamente, i contenitori per waste sono fusti con volumi da 200 l fino a 500 l) cosicché la densità parziale del materiale nucleare può essere inferiore di $10^{-4}\%$ in peso.

Per fenomeni di interferenza della matrice (diffusione e assorbimento) nei contenitori del waste, la totale efficienza di rivelazione neutronica è bassa, e la statistica di conteggio dei neutroni può diventare così povera da non poter più ritenere trascurabili gli effetti di fondo, senza considerare l'aumento del fondo stesso indotto da raggi cosmici nel grande volume del materiale denso (waste condizionato).

Inoltre, significative difficoltà possono sorgere, da un punto di vista operativo, quando si deve calibrare il sistema di misura utilizzando elementi standard di riferimento. Un Waste Package Reference Standard (WPRS) costituito da waste radioattivo condizionato non è realistico: la pratica corrente consiste nel realizzare fusti contenenti matrici inattive che alloggiano sorgenti puntiformi di neutroni in maniera tale da simulare un WPRS.

L'estensione dei Metodi di Correlazione Temporale ai waste radioattivi non è diretta, richiedendo una accurata valutazione delle performances delle diverse tecniche oggi disponibili.

L'obiettivo della ricerca è sviluppare una procedura di simulazione che permetta di stabilire quanti neutroni sono correlati nel tempo dopo essere stati trasportati nel waste e nel sistema di rivelazione, e, conseguentemente, valutare la massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$ presente nel campione. Una tale procedura di simulazione, una volta verificata con i risultati sperimentali ottenuti con le suddette matrici inattive, può essere applicata ai rifiuti radioattivi condizionati, compensando così alla mancanza di un reale WPRS misurabile sperimentalmente.

Il capitolo 1 introduce l'argomento relativo ai rifiuti radioattivi condizionati; dopo un richiamo relativo alla loro classificazione, vengono descritti i principali processi di condizionamento nonché le più importanti tecniche di caratterizzazione.

Il capitolo 2 illustra i principi su cui si basano i Metodi di Correlazione Temporale più frequentemente impiegati e analizzati durante la ricerca: **Neutron Coincidence Counting (NCC)**, basata sulle coincidenze osservate, che riproduce il funzionamento dello strumento Shift Register; **Neutron Multiplicity Counting (NMC)**, basata sulle molteplicità neutroniche, che riproduce il funzionamento dello strumento Time Correlation Analyser; **Rossi- α** , fondata sulla ricostruzione delle

distribuzioni Rossi- α mono e bi-dimensionali, già note dalla analisi del rumore in reattore.

Nel capitolo 3 viene descritto il dispositivo di misura, disponibile presso il Centro Ricerche ENEA Casaccia di Roma, utilizzato per l'attività sperimentale e riprodotto in fase di simulazione.

Il capitolo 4 illustra il codice di calcolo MCNP, Monte Carlo Neutron and Photon transport code, primo step della procedura di simulazione, utilizzato per ottenere la distribuzione delle vite medie dei neutroni rivelati e, quindi, l'efficienza di rivelazione ϵ e la vita media τ .

Nel capitolo 5 è presentata l'analisi e la descrizione dei problemi studiati con il codice MCNP: in esso vengono, dunque, illustrati e spiegati gli "input", forniti al codice, per mezzo dei quali è possibile ottenere i valori desiderati.

Il capitolo 6 descrive il generatore del treno di impulsi, secondo step della procedura di simulazione: nota la massa e la composizione isotopica del campione di Pu, esso effettua campionamenti random nel dominio temporale dalla distribuzione degli eventi che danno origine a neutroni (fissione spontanea e (α, n)) e campionamenti random dalla distribuzione delle vite medie dei neutroni rivelati per fornire, in uscita, un treno di impulsi. Esso è basata sull'ipotesi che gli eventi che danno origine a neutroni, reazioni di fissione spontanea e (α, n) , sono distribuiti nel tempo seguendo una distribuzione di Poisson; effettuando campionamenti random dalla distribuzione delle vite medie, ottenuta dal codice MCNP, è possibile generare il treno di impulsi.

Il capitolo 7 illustra i risultati della validazione della procedura di simulazione: in esso vengono, infatti, esaminati i dati ottenuti dalle analisi, eseguite con le tecniche NCC, NMC e Rossi- α , dei treni di impulsi sperimentali e simulati generati da diverse configurazioni di sorgenti puntiformi poste entro diverse matrici inattive (aria, neoprene e cemento).

Nel capitolo 8 vengono analizzati gli effetti dovuti al fondo ambientale, con particolare riferimento al fondo relativo all'Impianto Plutonio del Centro Ricerche ENEA Casaccia di Roma (luogo di esecuzione delle misure), caratterizzato da un rateo medio pari a circa $6 s^{-1}$. A tal fine, treni di impulsi ambientali reali sono stati raccolti e, poi, miscelati con i treni di impulsi simulati per ottenere un nuovo set di

dati, “simulati+fondo” (sim&bkg), da confrontare con i dati reali. Il medesimo capitolo descrive la routine, inserita nel generatore del treno di impulsi, che riproduce la densità di probabilità di generazione di neutroni di fondo.

Il capitolo 9, infine, illustra l'applicazione della procedura di simulazione ai rifiuti radioattivi condizionati. In esso vengono presentati i risultati delle analisi NCC, NMC e Rossi- α dei treni di impulsi simulati relativi a waste radioattivi di volume 220 l, con configurazione di sorgente uniformemente distribuita all'interno del contenitore, caratterizzati da 21 diversi valori di massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$ (da 0.01 a 20 g).

CAPITOLO 1

I RIFIUTI RADIOATTIVI DA IMPIANTI ENERGETICI.

1.1 INTRODUZIONE.

L'oggetto dello studio della presente tesi è la caratterizzazione dei rifiuti radioattivi da impianti energetici, mediante tecniche neutroniche passive, al fine di valutare la quantità di materiale fissile presente in essi.

La caratterizzazione dei rifiuti radioattivi viene effettuata, dalle organizzazioni che si occupano della loro gestione, per numerosi motivi quali, ad esempio, valutazioni di sicurezza durante le fasi di trasporto o durante l'immagazzinamento, determinazione di metodi di trattamento e condizionamento dei rifiuti, nonché miglioramento della qualità dei controlli durante le suddette operazioni.

Una adeguata progettazione del sito di smaltimento, temporaneo o definitivo, dei residui radioattivi condizionati obbliga, inoltre, gli organi ad esso preposti ad essere a conoscenza delle caratteristiche chimico – fisiche e del grado di pericolosità radiologica associato ai rifiuti, il che implica l'uso di dati provenienti dalle operazioni di caratterizzazione.

Infine, una corretta gestione dei rifiuti radioattivi che tenga conto delle necessarie salvaguardie di protezione sanitaria e di tutela dell'ambiente pone l'esigenza della definizione e della classificazione dei rifiuti radioattivi, nonché quella della determinazione legale di limiti al di sotto dei quali i rifiuti possono essere allontanati incondizionatamente senza vincoli sulla destinazione o limitazioni al loro utilizzo.

1.2 CLASSIFICAZIONE.

In accordo con la Guida Tecnica n° 26 pubblicata dall'ENEA/DISP [1], i rifiuti radioattivi sono classificati in tre categorie, stabilite in base alle caratteristiche e alla concentrazione dei radionuclidi in essi presenti.

Sono classificabili come rifiuti di I categoria i rifiuti che entro pochi mesi o al massimo in qualche anno, decadendo, raggiungono concentrazioni di radioattività inferiori ai valori imposti dall'articolo 6, punto 2, commi b) e c) del D.M. 14/07/1970 e i rifiuti a più lunga vita che sono già in concentrazioni inferiori ai

valori di cui sopra. Questi rifiuti provengono essenzialmente dagli impieghi medici e dalla ricerca scientifica. I rifiuti di I categoria, raggiunti i valori di cui alla definizione, potranno essere allontanati incondizionatamente.

Sono classificati rifiuti di II categoria i rifiuti che entro un massimo di qualche centinaio di anni raggiungono concentrazioni di radioattività dell'ordine di alcune centinaia di Bq/g (una decina di nCi/g), nonché quei rifiuti contenenti radionuclidi a vita molto lunga purché in concentrazioni di tale ordine. Tali rifiuti provengono essenzialmente:

- *dall'esercizio delle centrali elettronucleari;*
- *dall'esercizio degli impianti del ciclo del combustibile nucleare;*
- *dallo smantellamento di impianti nucleari;*
- *dalle attività di ricerca e sviluppo;*
- *da particolari usi medici;*
- *da usi industriali diversi dalla produzione di energia elettrica.*

I rifiuti di II categoria devono essere trattati e condizionati; in attesa che essi possano essere trasportati al sito definitivo di smaltimento possono essere conservati in depositi temporanei.

Sono, infine, rifiuti di III categoria i rifiuti che richiedono migliaia di anni per raggiungere, decadendo, concentrazioni di radioattività di alcune centinaia di Bq/g (una decina di nCi/g), nonché quelli contenenti emettitori α e di neutroni, indipendentemente dal loro periodo di dimezzamento. Fra tali rifiuti vengono considerati:

- *i rifiuti liquidi o solidificati contenenti emettitori β - γ ad elevata concentrazione di radioattività provenienti dagli impianti di riprocessamento;*
- *i rifiuti contenenti emettitori α e neutroni, provenienti dal ciclo del combustibile e da laboratori di ricerca;*
- *sorgenti di radiazioni contenenti emettitori α e neutroni;*
- *sorgenti β - γ che non rientrano nella II categoria.*

Tali rifiuti devono essere trattati e condizionati; in attesa di essere trasportati in un luogo definitivo di smaltimento, essi devono essere concentrati in depositi temporanei di caratteristiche analoghe a quelle indicate per i rifiuti di II categoria.

In accordo con la nuova formulazione della Guida Tecnica n° 26 [1], i rifiuti di III categoria sono divisi in due sottocategorie:

- III Categoria A: rateo di generazione di calore inferiore a 50 mW/kg;
- III categoria B: rateo di generazione di calore superiore a 50 mW/kg.

Gli attinidi a lunga vita (emettitori α) sono i più importanti nuclidi per la classificazione dei rifiuti condizionati in accordo con la Guida Tecnica n° 26. La Tabella 1.1 riporta i limiti relativi all'attività specifica di tali radionuclidi.

Tabella 1.1: Limiti di attività specifica per emettitori α a lunga vita.

Categoria di rifiuti	Attività specifica massima
II	3.7 kBq/g (100 nCi/g) ^(*)
III	1 MBq/g (27 mCi/g) ^(*)

^(*): valore massimo per un singolo fusto

Con riferimento a tali limiti è bene ricordare che, se nel fusto sono presenti altri radionuclidi (ad esempio ^{90}Sr , ^{137}Cs , ^{60}Co), il loro valore deve essere ridotto in modo da soddisfare la seguente condizione:

$$\frac{\text{attività specifica } \alpha}{\text{limite superiore attività specifica } \alpha} + \frac{\text{attività specifica } \beta - \gamma}{\text{limite superiore attività specifica } \beta - \gamma} < 1$$

Anche i rifiuti appartenenti alla II Categoria sono divisi in due sottocategorie:

- rifiuti solidi la cui concentrazione di attività è al di sotto dei limiti stabiliti, elencati in Tabella 1.2, che possono essere eliminati senza ulteriore processo di condizionamento;
- rifiuti la cui concentrazione di attività è al di sopra dei limiti stabiliti che necessitano di condizionamento e devono soddisfare particolari requisiti, indicati nelle Tabelle 1.3 e 1.4, affinché possano essere inseriti nel sito di smaltimento definitivo.

Tabella 1.2: Limiti, per i rifiuti di II categoria, al di sotto dei quali non è necessario condizionamento.

<i>Nuclidi</i>	<i>Limite (Bq/g)</i>
<i>Radionuclidi con $T_{1/2} > 5$ y</i>	<i>370</i>
<i>$^{137}\text{Cs} + ^{90}\text{Sr}$</i>	<i>740</i>
<i>Radionuclidi con $T_{1/2} \leq 5$ y</i>	<i>1850</i>
<i>^{60}Co</i>	<i>1850</i>

Tabella 1.3: Requisiti tecnici per i rifiuti condizionati di II Categoria.

<i>Resistenza a compressione</i>	<i>Almeno 5 MPa (UNI – Test distruttivi per il calcestruzzo)</i>
<i>Resistenza ai cicli termici</i>	<i>Dopo 30 cicli termici (-40 °C/+40 °C) la resistenza a compressione deve essere di almeno 5 MPa</i>
<i>Resistenza alle radiazioni</i>	<i>Dopo una dose assorbita di 108 rad la resistenza a compressione deve essere di almeno 5 MPa</i>
<i>Resistenza al fuoco</i>	<i>Incombustibile o autoestinguente in accordo con il metodo di esame ASTM D 635-81</i>
<i>Lisciviabilità</i>	<i>Misura in accordo con il test di lisciviabilità a lungo termine ISO 6961 (1981)</i>
<i>Liquidi liberi</i>	<i>Misura in accordo con ANSI/ANS 55-1</i>
<i>Resistenza alla biodegradazione</i>	<i>Dopo il test di biodegradazione ASTM G21 e G22 la resistenza a compressione deve essere maggiore di 5 MPa</i>
<i>Resistenza all'immersione</i>	<i>Dopo 90 giorni di immersione in acqua la resistenza a compressione deve essere maggiore di 5 MPa</i>

**Tabella 1.4: Limiti di concentrazione di radionuclidi
per rifiuti di II categoria.**

<i>Nuclidi</i>	<i>Concentrazione (kBq/g) ^(*)</i>
<i>Emettitori α $T_{1/2} > 5$ y</i>	<i>0.37</i>
<i>Emettitori β-γ $T_{1/2} > 100$ y</i>	<i>0.37</i>
<i>Emettitori β-γ $T_{1/2} > 100$ y in metalli attivati</i>	<i>3.7</i>
<i>Emettitori β-γ $5 < T_{1/2} < 100$ y</i>	<i>37</i>
<i>$^{137}\text{Cs} + ^{90}\text{Sr}$</i>	<i>3700</i>
<i>^{60}Co</i>	<i>37000</i>
<i>^3H</i>	<i>1850</i>
<i>^{241}Pu</i>	<i>13</i>
<i>^{242}Cm</i>	<i>74</i>
<i>Radionuclidi $T_{1/2} < 5$ y</i>	<i>37000</i>

()*: valore medio per tutti i fusti nel deposito.

Si riportano, infine, in Tabella 1.5 i limiti di concentrazione di Plutonio per i rifiuti condizionati di II (da 220 l e da 400 l) e di III Categoria.

Tabella 1.5: Limiti di concentrazione di Pu per rifiuti di II e III Categoria.

<i>Categoria</i>	<i>Peso medio di un singolo fusto (kg)</i>	<i>Limite di concentrazione (g)</i>
<i>II (220 l)</i>	<i>380 – 400</i>	<i>0.15</i>
<i>II (400 l)</i>	<i>750 – 800</i>	<i>0.30</i>
<i>III (500 l)</i>	<i>900 - 1300</i>	<i>100</i>

Una ulteriore classificazione dei rifiuti in base al livello di radioattività che li caratterizza, analoga a quella della Normativa Italiana e proposta dalla European Union [2], è la seguente:

- Rifiuti radioattivi di transizione: le sostanze radioattive contenute in tali waste decadono entro il periodo di deposito temporaneo (fino a 5 anni). Essi sono originati soprattutto da applicazioni mediche.
- Rifiuti radioattivi a bassa e media attività, o Low & Intermediate Level Waste (LILW o LLW e ILW): la concentrazione di radionuclidi è tale che la generazione di potenza termica durante il loro deposito è sufficientemente bassa. I rifiuti LILW sono a loro volta suddivisi in due sottocategorie:
 1. Short - lived waste (LILW – SW): questi waste includono rifiuti contenenti radionuclidi che hanno un tempo di dimezzamento inferiore a 30 anni con una limitata concentrazione di radionuclidi α a lunga vita;
 2. Long - lived waste (LILW – LL): la concentrazione dei radionuclidi a lunga vita supera le limitazioni relative ai nuclidi α per gli LILW – SW.
- Rifiuti ad alta attività, o High Level Waste (HLW): la concentrazione dei radionuclidi è tale che la generazione di potenza termica deve essere considerata durante tutte le fasi di deposito temporaneo e definitivo.

1.3 CONDIZIONAMENTO.

Il principale obiettivo del processo di condizionamento dei rifiuti è quello di immobilizzare, con la maggiore riduzione di volume possibile, il residuo radioattivo proveniente da processi di trattamento in un prodotto solido confezionato in apposite forme e contenitori aventi i requisiti seguenti:

- *compatibilità fisico – chimica tra residuo radioattivo e matrice immobilizzante;*
- *omogeneità;*
- *ridotta solubilità e permeabilità ai liquidi acquosi;*
- *resistenza meccanica;*
- *resistenza agli agenti esterni (fisici, chimici, biologici);*
- *resistenza al calore, ai cicli termici, alle fiamme;*
- *resistenza alle radiazioni;*
- *stabilità nel tempo nel deposito di stoccaggio.*

Il raggiungimento della massima riduzione del volume delle scorie consente, oltre alla diminuzione del rischio di dispersione della radioattività, una migliore

gestione dei prodotti condizionati (trasporto, deposito temporaneo, smaltimento finale, ecc.).

A tal fine il prodotto solidificato deve soddisfare alcuni requisiti, tra cui principalmente:

- *buona conducibilità termica, in modo da limitare la temperatura molto al di sotto del limite entro il quale il prodotto si mantiene stabile;*
- *scarsa lisciviabilità, in modo da limitare la dissoluzione e quindi la dispersione delle specie radioattive in seguito ad eventuale esposizione dei contenitori a flussi di acqua. E' questa una proprietà molto importante, in quanto nelle formazioni geologiche studiate per lo smaltimento non si può escludere la presenza di acque sotterranee che possono intaccare la barriera costituita dal contenitore del blocco solidificato e venire in contatto con il blocco stesso;*
- *elevata stabilità chimica e resistenza alle radiazioni, in modo da limitare la formazione di prodotti gassosi di radiolisi e non fare variare nel tempo le proprietà del prodotto;*
- *resistenza meccanica adeguata a sopportare i carichi, statici e dinamici, cui il blocco viene sottoposto durante le fasi di trasporto e durante la permanenza nei depositi di smaltimento.*

Dal momento che i rifiuti che si originano dal riprocessamento sono diversi per tipologia e livello di radioattività, per il loro condizionamento si utilizzano due processi distinti:

1. *Vetrificazione;*
2. *Cementazione.*

Il primo viene impiegato per il condizionamento dei residui liquidi del ciclo di estrazione del riprocessamento, rifiuti HLW o di III Categoria; il secondo viene utilizzato per il condizionamento di tutti gli altri residui secondari (materiale di guaina, acqua di decontaminazione, ecc.), rifiuti LILW o di II e III Categoria.

1.3.1 Vetrificazione.

La tecnica di solidificazione più utilizzata per condizionare i residui radioattivi ad alta attività è la vetrificazione con borosilicati: il vetro borosilicato, infatti,

risponde perfettamente ai requisiti richiesti consentendo, inoltre, una riduzione del volume dei residui pari ad 1/3 del loro volume iniziale.

All'impianto di vetrificazione [3] arrivano i residui radioattivi ad alta attività, HLW, provenienti dal riprocessamento del combustibile; gli HLW vengono concentrati per evaporazione e inseriti in recipienti di acciaio inossidabile appositamente progettati, detti HAST (Highly Active Storage Tank).

Gli HLW selezionati per la vetrificazione vengono trasferiti in appositi serbatoi insieme ad opportuni additivi necessari per ottimizzare il processo di condizionamento e per ottenere il miglior prodotto confezionato. Il liquido ad alta attività viene inserito entro un calcinatore (tubo di acciaio inossidabile inclinato rispetto all'orizzontale e rotante entro un forno a resistenze elettriche) dove il waste liquido evapora, si secca e si denitrata parzialmente. Le polveri così prodotte, insieme alle materie prime di costituzione del vetro (Boro, Silicio, ecc.), vengono scaricate per gravità entro un "melter" o fusore di inconel dove il vetro fonde e il calcinato si dissolve creando una miscela fusa di vetro e prodotti di fissione (waste vetrificato); tale miscela viene quindi versata in contenitori situati al di sotto del fusore (Figura 1.1).



Figura 1.1: Vetrificazione di un rifiuto di III Categoria o HLW.

Completato il riempimento, il contenitore viene raffreddato, dotato di coperchio e chiuso mediante una saldatura a fusione. I contenitori sono poi ispezionati per essere trasferiti, per mezzo di un “flask” schermato, al “Vetrified Product Store” (deposito di prodotti vetrificati), dove sono depositati uno sull’altro all’interno di uno stesso tubo di acciaio (cella) (Figura 1.2). I residui così condizionati sono raffreddati in aria per convezione naturale, in attesa di essere rispediti ai Paesi di origine.



Figura 1.2: Deposito di rifiuti radioattivi vetrificati.

1.3.2 Cementazione.

Il processo di cementazione [4] viene adottato per il condizionamento dei rifiuti LILW o II Categoria. I residui arrivano all'impianto in contenitori cilindrici riempiti di acqua, all'interno di “flask” schermati. Il “flask” viene posizionato su una macchina ribaltabile, per mezzo della quale i residui radioattivi sono fatti scivolare entro il bidone di cementazione. Il bidone, posizionato su un piano vibrante, è continuamente agitato per non creare disomogeneità nella miscela; si aggiunge, inoltre, un piattello anti-galleggiamento per evitare che, durante la colata di cemento, si verifichi un affioramento superficiale di residui solidi.

La fase di cementazione inizia nel momento in cui una tubazione inclinata viene inserita nel fusto per rimuovere l'acqua presente e, contemporaneamente, viene

pompata sui residui una malta di cemento e acqua che riempie fin quasi alla sommità il bidone (Figura 1.3).



Figura 1.3: Cementazione di un rifiuto di II Categoria o LILW.

La malta viene preparata, a parte, in un apposito serbatoio, mescolando acqua, cemento Portland ordinario e, come inerte, scorie d’altoforno.

Il bidone viene continuamente agitato per consentire la rimozione dell’acqua, favorire la penetrazione della malta e raggiungere la maggiore omogeneità possibile.

L’impasto viene lasciato riposare per circa 24 ore per far sì che il cemento solidifichi; successivamente viene inserito, al di sopra del waste cementato, un piccolo strato di malta in modo da inglobare tutte le particelle attive salite in superficie durante la precedente colata. Il bidone viene, dunque, chiuso con un coperchio metallico. Prima di uscire dall’impianto i fusti contenenti i residui radioattivi condizionati sono decontaminati con getti di acqua e poi monitorati prima di essere inviati al deposito (“Encapsulated Product Store) (Figura 1.4) dove sono alloggiati su un supporto metallico, quattro per volta, in reticolo quadrato (Figura 1.5).



Figura 1.4: Deposito di rifiuti cementati, LILW.



Figura 1.5: Incapsulamento di LILW in contenitori di acciaio.

1.4 CARATTERIZZAZIONE.

La caratterizzazione ha l'obiettivo di determinare le caratteristiche intrinseche dei materiali che costituiscono il prodotto condizionato alla data di fabbricazione. Essa concerne, in particolare:

- l'aspetto strutturale;
- le proprietà fisiche e meccaniche;
- la stabilità termica;
- l'omogeneità della ripartizione degli elementi;
- la corrosione, ecc.

La caratterizzazione si effettua generalmente in maniera complementare e comparativa su:

- vetro o cemento inattivo preparato in laboratorio;
- vetro o cemento industriale inattivo, prototipo del prodotto condizionato reale;
- vetro o cemento attivo preparato, in una cella schermata, in laboratorio.

Da un punto di vista radiologico, la caratterizzazione dei rifiuti viene eseguita tramite diversi metodi, distruttivi e non distruttivi.

Le tecniche distruttive [5] consistono in analisi di campioni effettuate in laboratorio con metodi chimici. Esse sono più accurate e precise delle tecniche non distruttive, ma necessitano di una maggiore quantità di tempo e richiedono che i campioni analizzati siano uniformi e sufficientemente rappresentativi di tutto il materiale.

L'omogeneità di un vetro viene determinata, ad esempio, mediante analisi chimiche, o mediante tecniche di microscopia ottica ed elettronica, analisi X o con l'utilizzo di microsonde; la stabilità termica viene valutata provocando la cristallizzazione, in laboratorio, del campione di vetro con trattamenti termici di 15 o 20 ore a temperature comprese fra 600 e 1200 °C.

Le tecniche non distruttive [5] consistono, invece, nell'osservazione di radiazioni nucleari spontanee o indotte finalizzata ad analisi qualitative e quantitative di materiale fissile e fertile presente nel campione. Esse presentano diversi vantaggi rispetto alle tecniche distruttive:

- 1) l'aspetto fisico e la composizione chimica del materiale rimane inalterato in modo tale da permettere una successiva utilizzazione o analisi del materiale esaminato;
- 2) è possibile eseguire le misure "in loco";
- 3) i metodi non distruttivi richiedono generalmente tempi di misura brevi in confronto alle tecniche distruttive. I risultati delle analisi sono quindi disponibili entro breve tempo, permettendo, così, un eventuale tempestivo intervento;
- 4) l'accuratezza di tali metodi risulta confrontabile se non migliore di quella ottenibile con tecniche distruttive.

Tali tecniche si possono dividere in due categorie principali:

- tecniche attive, basate sull'osservazione di radiazioni nucleari indotte tramite irraggiamento da una sorgente esterna;
- tecniche passive, basate sull'osservazione di radiazioni nucleari naturali o spontanee.

Esempi di tecniche attive sono i metodi neutronici attivi, con sorgente di interrogazione esterna neutronica, utilizzati per determinare la quantità di fissile presente nel contenitore, o con sorgente di interrogazione esterna gamma, impiegati per determinare la quantità di attinidi totali in funzione del contenuto di acqua presente nel campione.

Esempi di tecniche passive sono le analisi tomografiche, mediante le quali è possibile, ad esempio, verificare la presenza di fessure o l'entità del grado di corrosione del campione; o l'analisi mediante γ - Scanner, con cui è possibile quantificare l'attività dei radionuclidi presenti; o, infine, metodi neutronici passivi per la valutazione della quantità di materiale fissile, in particolare Plutonio, presente nel campione.

Nel seguito della presente tesi verranno esaminate le sole tecniche neutroniche passive per la caratterizzazione di rifiuti radioattivi, basate sulle coincidenze e sulle molteplicità neutroniche.

BIBLIOGRAFIA

- [1] Guida Tecnica n° 26: Gestione dei rifiuti radioattivi. ENEA/DISP.**

- [2] Radioactive Waste Management in the European Union (www.Rwm-eu.org/en/).**

- [3] BNFL: “*The Vitrification Plant*” – Published by Information Services, British Nuclear Fuels plc, Risley, Warrington, WA3 6AS, 1991.**

- [4] BNFL: “*Magnox Encapsulation Plant*” – Published by Information Services, British Nuclear Fuels plc, Risley, Warrington, WA3 6AS, 1991.**

- [5] F. V. Frazzoli: Dispense del corso di Metodi Nucleari di Analisi Tecnologiche.**

CAPITOLO 2

TECNICHE DI CORRELAZIONE TEMPORALE.

2.1 INTRODUZIONE.

I metodi di misura utilizzati nel controllo della quantità di materiale fissile assumono rilevante importanza per l'attuazione delle norme di salvaguardia predisposte dalla IAEA (International Atomic Energy Agency) contro le possibili diversioni di materiali nucleari.

A tal fine sono largamente impiegate le Tecniche di Misura Passive basate sulla rivelazione dei neutroni emessi dai materiali nucleari di interesse strategico.

Nelle tecniche neutroniche passive per la determinazione di materiale fissile i neutroni rivelati possono essere ricondotti ai seguenti tre termini di sorgente:

- fissione spontanea;
- reazioni (α, n) su materiali leggeri, causate dalle particelle α prodotte nel decadimento dei nuclei pesanti;
- fissione indotta, sul materiale in esame, dai neutroni provenienti da fissione spontanea o da reazioni (α, n).

E' possibile correlare alla massa di materiale fissile i neutroni da fissione spontanea, ma quelli dovuti a reazione (α, n) costituiscono essenzialmente un disturbo. E', dunque, necessaria la discriminazione dei due fenomeni e, poiché è praticamente impossibile ottenerla con analisi in energia (gli spettri sono in buona parte sovrapposti), bisogna studiare la correlazione temporale dei neutroni prodotti. Sia le fissioni spontanee che le reazioni (α, n) sono fenomeni casuali, caratterizzati da una distribuzione temporale degli eventi di tipo Poissoniano, ma per ogni fissione spontanea vengono emessi v neutroni in un intervallo di tempo dell'ordine di 10^{-7} s.

I v neutroni emessi al tempo t_0 da una fissione spontanea vengono termalizzati nella testa di rivelazione e si distribuiscono secondo una funzione temporale del tipo:

$$f(t) = a \cdot e^{-\frac{t-t_0}{\tau}}$$

in cui il parametro τ è il “die away time”, ossia la vita media effettiva del neutrone nel sistema “testa di rivelazione + matrice”. La termalizzazione dei neutroni, quindi, dà luogo a un treno di impulsi in cui si possono distinguere i neutroni di fissione (che formano gruppi, distribuiti casualmente, di impulsi molto ravvicinati tra loro) da quelli dovuti a reazioni (α, n) (singoli impulsi distribuiti casualmente). Nel seguito vengono descritti i principali fenomeni fisici che riguardano tali tipi di misure (fissione spontanea, reazioni (α, n) e fissione indotta).

2.2 FENOMENI FISICI RIGUARDANTI LE TECNICHE DI CORRELAZIONE TEMPORALE.

2.2.1 Fissione Spontanea.

La fissione spontanea è un modo di decadimento tipico di alcuni nuclidi pesanti che provoca l’emissione di neutroni e raggi γ . Questi ultimi non sono utilizzabili perché il fondo di radiazione è tale da rendere impossibile la discriminazione dei fotopicchi di interesse.

L’emissione di neutroni avviene per la maggior parte (99 %) in un tempo di $0.1 \mu s$, mentre la restante frazione viene emessa dopo qualche secondo.

I parametri caratteristici di tale fenomeno sono il tempo di dimezzamento, il numero di neutroni emessi per fissione e la resa neutronica (S_{SF}). In Tabella 2.1 sono riportati i loro valori [1] per gli isotopi fissionabili di interesse.

Tabella 2.1: Fissione spontanea.

Isotopo	$\tau_{1/2}$ (anni)	ν_{medio}	S_{SF} (n/g s)
^{232}Th	$1.00 \cdot 10^{21}$	2.14	$< 6 \cdot 10^{-8}$
^{238}U	$9.86 \cdot 10^{15}$	2.01	$1.36 \cdot 10^{-2}$
^{236}Pu	$3.5 \cdot 10^9$	2.17	$5.79 \cdot 10^4$
^{238}Pu	$4.77 \cdot 10^{10}$	2.21	$2.59 \cdot 10^3$
^{239}Pu	$5.5 \cdot 10^{15}$	2.16	$2.18 \cdot 10^{-2}$

segue

^{240}Pu	$1.17 \cdot 10^{11}$	2.14	$1.02 \cdot 10^3$
^{241}Pu	$5 \cdot 10^{15}$	2.25	$5 \cdot 10^{-2}$
^{242}Pu	$6.8 \cdot 10^{10}$	2.143	$1.72 \cdot 10^3$
^{244}Pu	$6.55 \cdot 10^{10}$	2.29	$1.88 \cdot 10^3$
^{252}Cf	$8.6 \cdot 10^1$	3.757	$2.34 \cdot 10^{12}$

Il numero medio di neutroni emessi per fissione viene calcolato utilizzando la:

$$\bar{\nu} = \sum_{\nu=1}^{\infty} P(\nu)\nu$$

dove $P(\nu)$ rappresenta la densità di probabilità di emissione di neutroni.

Tale funzione segue un andamento di tipo Gaussiano:

$$P(\nu) = \frac{1}{\sqrt{2\pi\sigma}} e^{-\frac{(\nu-\bar{\nu})^2}{2\sigma^2}}$$

con $\sigma = 1.08$.

In Tabella 2.2 sono riportati i valori sperimentali di $P(\nu)$ [1] per alcuni nuclidi con ν compreso tra 0 e 10.

Tabella 2.2: Probabilità di emissione neutronica.

	^{240}Pu	^{252}Cf
P_0	0.0650256	0.0021722
P_1	0.2345454	0.0255996
P_2	0.3336756	0.1252539
P_3	0.2502556	0.2744492
P_4	0.0974909	0.3052125
P_5	0.0168730	0.1852125

segue

P₆	0.0021748	0.0660484
P₇		0.0141327
P₈		0.0018587
P₉		0.0000597
P₁₀		0.0000067

La resa neutronica indica il numero di neutroni per secondo e per grammo emessi dall'isotopo:

$$S_{SF} = \frac{N_A \ln 2}{a} \frac{\bar{\nu}}{A \tau_{1/2}}$$

(N_A = numero di Avogadro, a = numero di secondi in un anno, A = numero di massa atomica dell'isotopo considerato).

2.2.2 Emissione neutronica da reazione (α ,n).

Il processo di decadimento α può produrre neutroni attraverso reazioni (α ,n) su alcuni elementi; tale sorgente di neutroni può essere confrontabile in intensità a quella di fissione spontanea qualora siano presenti isotopi con elevati ratei di decadimento α .

Le energie delle particelle α emesse dagli isotopi di Uranio o Plutonio sono comprese nell'intervallo 4 - 6 *MeV*; una tipica energia media per α emesse da Uranio è 4.7 *MeV*, mentre per α emesse da Plutonio il valore corrispondente è circa 5.2 *MeV*. Il range di tali particelle in aria è 3.2 *cm* e 3.7 *cm*, rispettivamente, mentre in materiali quali UO₂ o PuO₂ esso si aggira intorno a 0.006 *cm* e 0.007 *cm*, rispettivamente. Le particelle α perdono energia molto rapidamente nell'attraversare la materia. In molti casi tale breve range implica che le α non raggiungeranno mai nuclei in cui una reazione (α ,n) può avere luogo. Se, tuttavia, elementi come Ossigeno o Fluoro sono intimamente miscelati con il materiale nucleare che emette le α , una reazione (α ,n) può avere luogo perché le particelle α possono raggiungere questi elementi prima di perdere tutta la loro energia.

Quando la particella α arriva su di un nucleo, la probabilità di reazione dipende dall'energia di soglia e dall'altezza della barriera Coulombiana; una reazione (α, n) è energeticamente possibile solo se la particella α ha energia sufficiente per: superare o penetrare la barriera di Coulomb; superare l'energia di soglia.

In Tabella 2.3 sono riportati, per gli isotopi di interesse, il tempo di dimezzamento, l'emissione specifica e la produzione di neutroni in ossido [1].

Tabella 2.3: Decadimento α e produzione di neutroni in ossido.

Isotopo	$\tau_{1/2}$ (anni)	$\alpha/s\ g$	E_α (MeV)	Resa (α, n) in ossido (n/s g)
^{238}Pu	$8.8 \cdot 10^1$	$6.4 \cdot 10^{11}$	5.486	$1.34 \cdot 10^4$
^{239}Pu	$2.4 \cdot 10^4$	$2.3 \cdot 10^9$	5.148	$3.80 \cdot 10^1$
^{240}Pu	$6.6 \cdot 10^3$	$8.4 \cdot 10^9$	5.156	$1.14 \cdot 10^2$
^{241}Pu	$1.44 \cdot 10^1$	$9.4 \cdot 10^7$	4.890	$1.30 \cdot 10^0$
^{242}Pu	$3.79 \cdot 10^5$	$1.4 \cdot 10^8$	4.889	$2.00 \cdot 10^0$
^{241}Am	$4.32 \cdot 10^2$	$1.3 \cdot 10^{11}$	5.472	$2.69 \cdot 10^3$

2.2.3 Moltiplicazione neutronica.

La moltiplicazione neutronica è dovuta alle fissioni indotte sui materiali fissili del campione. Poiché l'energia media dei neutroni emessi dal campione è superiore al MeV, le fissioni indotte sono fissioni veloci.

Tramite la teoria della diffusione è possibile esprimere la probabilità p per un neutrone di dar luogo a fissione indotta:

$$p = \frac{\int \sum_f(E) \Phi(E) dE}{\int |\sum_a(E) \Phi(E) - D \nabla^2 \Phi(E)| dE}$$

$\Phi(E)$ = Flusso neutronico;

$\Sigma_f(E)$ = Sezione d'urto macroscopica di fissione;

$\Sigma_a(E)$ = Sezione d'urto macroscopica di assorbimento;

D = Coefficiente di diffusione.

Se sono verificate le seguenti ipotesi:

1. sia trascurabile l'effetto dell'assorbimento neutronico del campione, in modo da porre pari a $(1-p)$ la probabilità di un neutrone di raggiungere la testa di moderazione se non dà luogo a fissione indotta;
2. la probabilità p di dare fissione indotta sia la stessa qualunque sia l'origine del neutrone (fissione spontanea, reazione (α, n) o fissione indotta);
3. le catene di neutroni prodotte da fissione indotta si esauriscano in tempi tali da non poter essere avvertiti dalla strumentazione, così da poter considerare i fenomeni di moltiplicazione istantanei rispetto all'evento di fissione spontanea e (α, n) originario;
4. i neutroni moderati nella testa di rivelazione non possono tornare al campione; l'effetto della fissione indotta sui conteggi totali può essere descritto dal coefficiente di moltiplicazione M :

$$M = \frac{1-p}{1-p\nu_{FI}}$$

ν_{FI} = numero medio di neutroni emessi per fissione indotta;

p = probabilità di fissione indotta.

Per tener conto di effetti di fissione indotta sono state elaborate espressioni analitiche diverse a seconda della tecnica di correlazione utilizzata.

Nelle misure riguardanti waste packages, in cui il Plutonio presente è sufficientemente disperso e le masse di Plutonio sono abbastanza basse (i.e. < 40 g), è ragionevole assumere $M = 1$. Nel seguito della trattazione non verranno, dunque, considerati gli effetti di fissione indotta sul campione in esame.

2.3 TECNICHE DI CORRELAZIONE TEMPORALE.

Le tecniche di correlazione temporale hanno lo scopo di ricavare la massa di ^{240}Pu equivalente e quindi, nota la composizione isotopica del campione, la massa totale di Plutonio.

Se con $^{240}\text{m}_{\text{eff}}$ indichiamo la massa equivalente di ^{240}Pu , con k il k -esimo isotopo del Plutonio ($k = 238, 240, 242$ dal momento che gli isotopi dispari hanno rese

neutroniche trascurabili), con $^k m$ e $^k S_{SF}$ indichiamo, rispettivamente, la massa e la resa neutronica del k-esimo isotopo, si ottiene:

$$^{240}m_{eff} = ^{240}m \cdot \sum_k \frac{^k m}{^{240}m} \frac{^k S_{SF}}{^{240}S_{SF}} \cong ^{240}m + 1.7 \cdot ^{242}m + 2.4 \cdot ^{238}m$$

Considerare le emissioni dei vari isotopi dovute ad una massa equivalente di ^{240}Pu implica che le differenze di molteplicità neutronica tra di essi vengono trascurate. Tale approssimazione non è accettabile quando si utilizza la tecnica Neutron Coincidence Counting (NCC), per cui i coefficienti della formula precedente devono essere modificati per dare maggior peso all'isotopo 238 che ha una molteplicità neutronica maggiore:

$$^{240}m_{eff} = ^{240}m + 1.68 \cdot ^{242}m + 2.52 \cdot ^{238}m$$

Esistono numerose tecniche di correlazione temporale, fra cui ricordiamo la Variable Dead Time Counter (VDC), la Neutron Coincidence Counting (NCC), la Neutron Multiplicity Counting (NMC) e la tecnica basata sulle distribuzioni Rossi- α . Nel seguito verranno descritte le tecniche NCC, NMC e Rossi- α , che sono le tecniche utilizzate per l'analisi dei treni di impulsi (sia sperimentali che simulati) e per le quali sono stati realizzati speciali software, in linguaggio C++, implementati su PC, riportati, rispettivamente nelle Appendici A (tecnica NCC), B (tecnica NMC) e C (tecnica Rossi- α).

2.4 NEUTRON COINCIDENCE COUNTING (NCC).

La caratteristica principale della tecnica NCC, Neutron Coincidence Counting [2], è costituita dall'utilizzo di un registro a scorrimento (Shift Register) collegato alla testa di rivelazione: per questo motivo, nell'ambito delle tecniche di misura neutroniche, i termini Neutron Coincidence Counting e Shift Register sono considerati sinonimi.

In Figura 2.1 è riportato il diagramma funzionale di un contatore logico Shift Register.

Le operazioni che vengono effettuate sul treno di impulsi possono essere riassunte nei seguenti passi:

- 1) apertura di un intervallo di misura T_M durante il quale vengono accettati gli impulsi in uscita dal discriminatore;
- 2) inclusione di un tempo di ritardo (T_p) per ogni impulso accettato;
- 3) apertura, per ogni impulso accettato, di due intervalli di ispezione di durata T_g :
il primo dei due viene attivato un tempo T_p dopo l'arrivo dell'impulso, il secondo viene attivato con un ritardo fisso T_d , molto maggiore di T_p , a partire dall'istante in cui è stato aperto il primo intervallo.

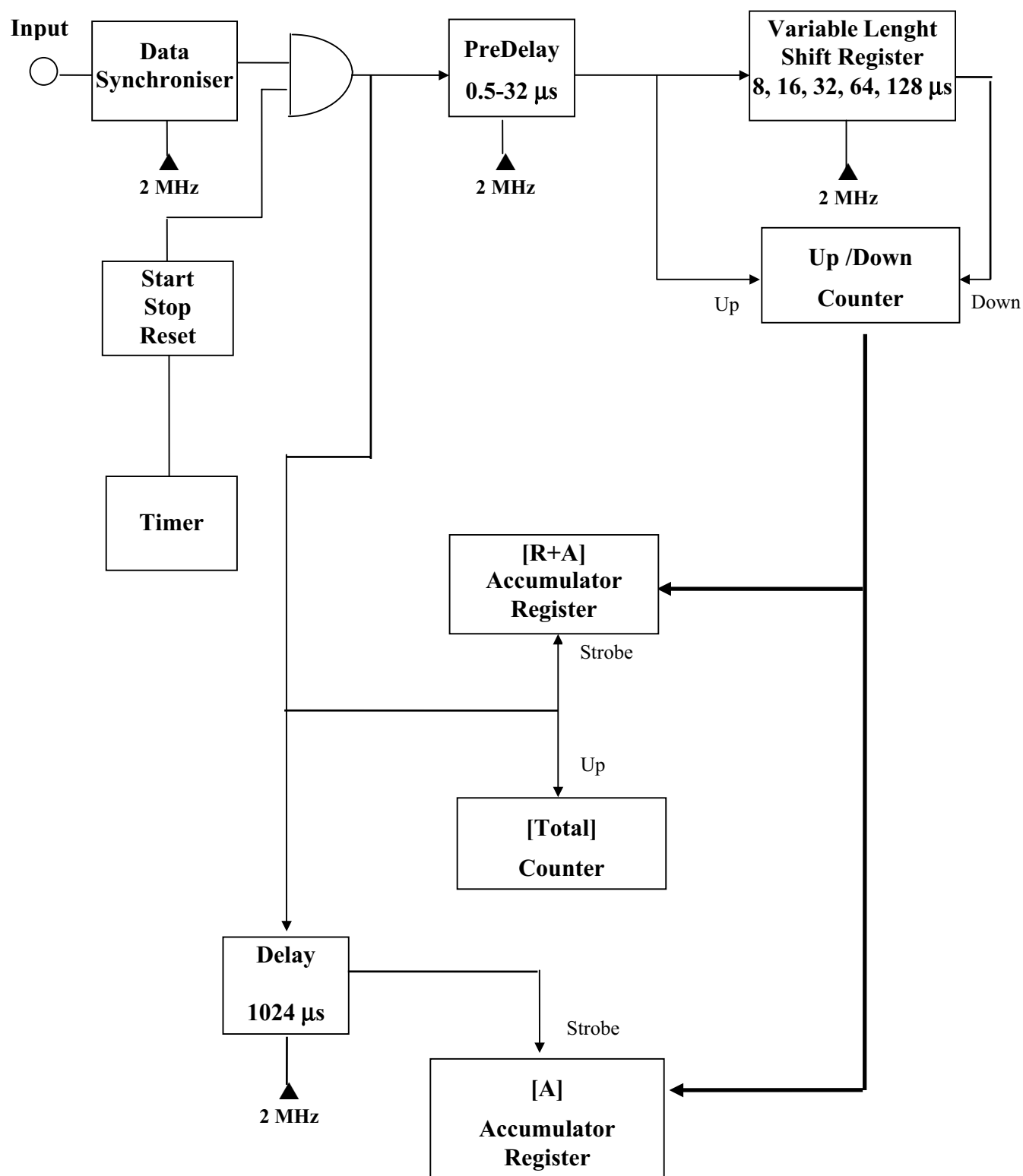


Figura 2.1: Schema logico del funzionamento di uno Shift Register.

Si hanno, quindi, due registri il cui contenuto indica il numero di impulsi contati nel relativo intervallo di ispezione: uno, $R+A$, è relativo all'intervallo aperto subito dopo l'arrivo di un impulso, l'altro, A (detto delle coincidenze accidentali) è relativo all'intervallo aperto dopo T_d dall'attivazione del primo intervallo.

Gli impulsi logici in ingresso vengono inizialmente sincronizzati sulla base di un clock con frequenza 2 MHz , poi vengono inviati ad un primo circuito di ritardo (predelay) che ha una durata selezionabile da 0.5 a $32\text{ }\mu\text{s}$.

Dopo la sezione ritardatrice, gli impulsi entrano nel registro di scorrimento vero e proprio: in esso, con un tempo variabile tra gli 8 e i $128\text{ }\mu\text{s}$, gli impulsi vengono fatti scorrere da una sezione di input ad una di output. Il numero netto di impulsi contenuti nel registro a scorrimento è fornito da un contatore up-down: esso incrementa o decrementa il suo contenuto, rispettivamente quando un impulso entra nella sezione di input o esce da quella di output del registro.

Per ogni impulso che si presenta all'input si esegue una doppia lettura del contatore up-down: una istantanea, il cui risultato viene riversato nell'accumulatore $R+A$, ed una ritardata di un tempo T_d , il cui risultato passa nell'accumulatore A .

I dati che lo Shift Register fornisce sono, dunque: conteggi totali (T), conteggi in coincidenza reali e accidentali ($R+A$) e conteggi in coincidenza accidentali (A).

La differenza fra i contenuti dei registri $R+A$ ed A dipende esclusivamente dai conteggi correlati e quindi è un indice della attività di fissione spontanea presente nel campione.

Nella descrizione dello Shift Register sono stati introdotti tre parametri: il tempo di gate (T_g), il tempo di predelay (T_p), e il tempo di delay (T_d).

Il tempo di gate, T_g , deve essere scelto in base alle caratteristiche della testa di rivelazione: esso deve essere tale che per ogni evento di fissione si possano contare tutti i neutroni ad esso relativi e nessun neutrone dovuto ad altri eventi. Da ciò deriva che T_g deve essere prossimo al die away time dei neutroni nel rivelatore utilizzato.

Il tempo di delay, T_d , è necessario affinché il processo di diffusione dei neutroni dovuti ad una fissione si esaurisca prima dell'attivazione della seconda finestra di ispezione (in cui devono essere contati solo impulsi non correlati a quello che ha attivato la prima finestra).

Il tempo di predelay, T_p , è necessario per compensare gli effetti dei tempi morti del sistema e della non totale esattezza della teoria alla base dello Shift Register (che assume uguale il modo di manifestarsi dei conteggi casuali sia nel gate istantaneo sia in quello ritardato).

In assenza di predelay, i due fenomeni dovrebbero avere effetti opposti sul numero di conteggi random raccolti nei registri R+A ed A:

- la presenza di tempi morti porta da una riduzione della larghezza effettiva della finestra istantanea rispetto a quella ritardata; ciò avviene perché la prima, attivandosi in coincidenza con l'arrivo di un impulso, risentirà nella sua parte iniziale degli effetti della ristorazione avvenuta; la finestra ritardata, invece, attivandosi senza un particolare sincronismo rispetto al treno di impulsi, avrà una probabilità minore di risentire degli effetti di precedenti rivelazioni. Per questo motivo, il numero di conteggi random raccolti in R+A tenderebbe ad essere minore di quello raccolto in A;
- la distribuzione del ritardo tra due eventi random è di tipo esponenziale, poiché la finestra istantanea si apre sicuramente in coincidenza con un impulso, la probabilità di un primo neutrone in tale finestra è più grande che non in quella ritardata; dunque il numero di conteggi random presente in R+A dovrebbe essere superiore a quello in A.

In base a queste considerazioni, il tempo di predelay è considerato una caratteristica di taratura della strumentazione: per scegliere il valore più appropriato conviene utilizzare una sorgente random (ad esempio Am-Be) e fare più misure variando il solo predelay finché non si trova il valore per cui la differenza fra i conteggi registrati in R+A ed A non si annulla. Tipicamente il predelay si aggira intorno ai $4\ \mu s$.

2.4.1 Teoria della tecnica Neutron Coincidence Counting (NCC) o Shift Register.

La tecnica NCC [2] è il metodo di analisi più utilizzato per il campionamento della distribuzione di un treno di impulsi del tipo mostrato in Figura 2.2.

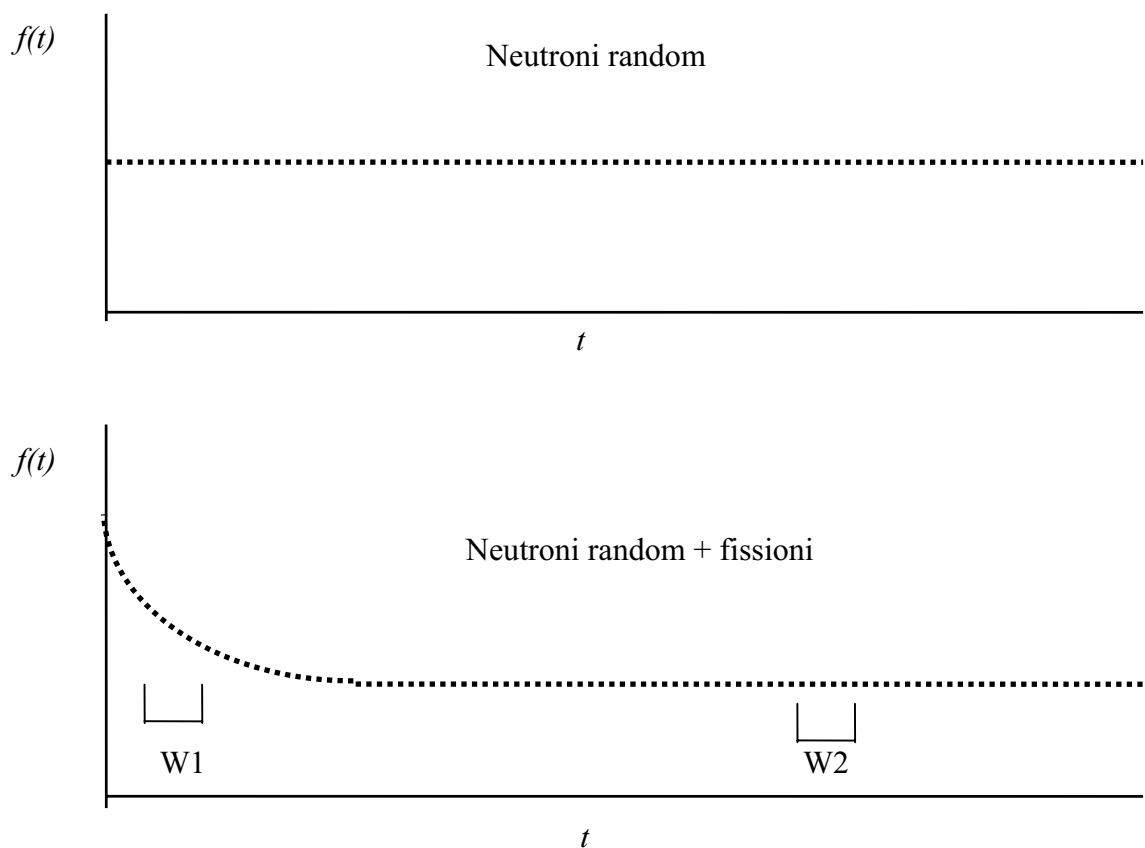


Figura 2.2: Funzione di distribuzione del numero di neutroni
ad un tempo t prima dell'arrivo di un neutrone.

Alla base della teoria ci sono le seguenti ipotesi:

- risposta temporale del sistema di moderazione e diffusione dei neutroni rappresentabile da una funzione esponenziale con costante di tempo pari al die away time;
- sorgente puntiforme;
- uguale efficienza di rivelazione dei neutroni di fissione spontanea e di quelli (α, n) ;
- assenza di moltiplicazione neutronica;
- assenza di tempi morti in tutto il sistema di rivelazione e conteggio.

Un treno di impulsi random ha una distribuzione in intensità degli impulsi costante, in qualunque intervallo di tempo T , dopo l'arrivo di un impulso; non c'è correlazione fra impulsi, ma se si verifica una fissione, piccoli gruppi di neutroni si manifesteranno insieme, molto ravvicinati nel tempo. In queste circostanze, la

distribuzione è più grande per piccoli intervalli di tempo: si ha un decadimento esponenziale dal tempo 0 con costante di decadimento uguale al tempo di moderazione e rivelazione dei neutroni nella testa di misura. Tale funzione di distribuzione è la distribuzione Rossi - α (verrà analizzata più avanti nella tesi) già nota dall'analisi del "reactor noise" [10].

Il numero di neutroni in un intervallo di tempo δt ad un tempo T dopo (o prima) qualsiasi neutrone in un treno di impulsi random è costante ed è dato dal numero medio di neutroni per secondo, T , moltiplicato per l'intervallo di tempo δt . Il numero misurato nella finestra di tempo $W2$ è:

$$N2 = T \cdot W2$$

Consideriamo, ora, la risposta ad un "burst" (gruppo) di n neutroni, che si manifestano tutti entro il gate del primo registro $W1$. Il primo neutrone che arriva vedrà zero neutroni nel gate, il secondo neutrone vedrà il primo, il terzo vedrà i primi due e così via. Il segnale registrato è dunque:

$$0 + 1 + 2 + 3 + \dots + (n - 1);$$

$$\text{che è uguale a } \frac{n(n-1)}{2}.$$

Questa risposta è caratteristica della tecnica NCC. Se arrivano due neutroni, la risposta è uguale a 1 e lo Shift Register registra il numero di coppie. Se arrivano più di due neutroni, lo Shift Register registra 3 per un "burst" di 3 e 6 per un "burst" di 4. La risposta totale è proporzionale a $\overline{n(n-1)}$, che a sua volta è proporzionale a $\overline{\nu(\nu-1)}$.

La quantità $\overline{\nu(\nu-1)}$ è definita come:

$$\overline{\nu(\nu-1)} = \sum_{\nu} \nu(\nu-1) P(\nu)$$

dove $P(\nu)$ è la probabilità di emissione di ν neutroni da una fissione. La quantità suddetta rappresenta il secondo momento della distribuzione di molteplicità neutronica.

La quantità misurata dallo Shift Register $\overline{n(n-1)}$ è direttamente proporzionale alla massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$, ma questa affermazione necessita di dimostrazione dal momento che la molteplicità dei neutroni emessi dal Plutonio non è uguale alla molteplicità di quelli rivelati.

La probabilità della rivelazione di i neutroni in un sistema di rivelazione di efficienza ε quando ν neutroni sono emessi da una sorgente è data da:

$$\text{Prob}(i, \nu, \varepsilon) = \varepsilon^i \binom{\nu}{i} (1 - \varepsilon)^{\nu-i}$$

con $\binom{\nu}{i} = \frac{\nu!}{(i!)(\nu-i)!}$, coefficiente binomiale.

Poiché il numero di neutroni che entra nel rivelatore non è costante ed ha una distribuzione con valor medio pari a $\bar{\nu}$, la probabilità di rivelare i neutroni dopo una fissione è data da:

$$\text{Prob}(i, \varepsilon) = \varepsilon^i \sum_{\nu=i}^N \binom{\nu}{i} (1 - \varepsilon)^{\nu-i} P(\nu)$$

La sommatoria è estesa fino a N , il massimo numero di neutroni emessi in un evento di fissione.

Quando i neutroni sono rivelati, la risposta dello Shift Register è $\frac{i(i-1)}{2}$ e la risposta totale è data da:

$$R = \sum_{i=2}^N \frac{i(i-1)}{2} \text{Prob}(i, \varepsilon)$$

che, sostituendo l'espressione trovata per Prob (i , ε), diventa:

$$R = \varepsilon^2 \sum_{\nu=2}^N \frac{\nu(\nu-1)}{2} P(\nu).$$

E' importante notare che la totale risposta dipende soltanto da ε^2 , anche se essa include l'effetto di triplette o di molteplicità neutroniche di più alto ordine.

Tale risposta deve essere modificata per tenere conto dell'elettronica associata allo strumento, che consente di misurare solo una frazione di R , dipendentemente dalla finestra di tempo considerata T_g e dalla sua posizione. La frazione di area, al di sotto della distribuzione esponenziale, misurata da un gate di ampiezza T_g , dopo un predelay T_p è data da:

$$e^{-\frac{T_p}{\tau}} \cdot \left(1 - e^{-\frac{T_g}{\tau}} \right).$$

La risposta dello Shift Register è data dunque da:

$$R = m^{240}\text{Pu}_{eff} \cdot \varepsilon^2 \cdot e^{-\frac{T_p}{\tau}} \left(1 - e^{-\frac{T_g}{\tau}} \right) \cdot \sum_v^N P(v) \frac{v(v-1)}{2}.$$

La quantità R è, quindi, direttamente proporzionale alla quantità di Plutonio presente nel campione in esame.

2.5 PROCEDURA DI ANALISI NEUTRON COINCIDENCE COUNTING.

La procedura di analisi NCC [3], descritta di seguito, è stata implementata con un software, realizzato in linguaggio C++, riportato in Appendice A.

2.5.1 Calcolo del die away time.

La necessità di calcolare il die away time nelle misure concernenti rifiuti radioattivi è legata alla presenza della matrice. Infatti, nel caso di sorgenti puntiformi in aria o fusti contenenti materiali a bassa densità (guanti, carta, ecc.), il neutrone o interagisce con l'aria o interagisce solo occasionalmente con la matrice e la sua vita media è determinata quasi esclusivamente dalle caratteristiche del rivelatore. Nel caso, invece, in cui sia presente una matrice più pesante, il neutrone subisce interazioni già all'interno del fusto per cui la sua vita media non è più relativa solo al sistema di rivelazione, ma anche alla matrice.

Nella tecnica NCC, il die away time viene calcolato effettuando la raccolta del rateo dei Reals a diverse lunghezze di gate, da 6.4 a 128 μs :

$$R_i = \frac{[(R + A)_i - A_i]}{T_m} \quad i = 1, 2, 3, \dots, 20$$

dove

R_i = rateo di conteggio dei "Reals" al gate g_i ;

T_{gi} = lunghezza del gate, $i = 1, 2, 3, \dots, 20$ (da 6.4 a 128 μs);

T_m = tempo di misura;

$(R + A)_i$ = rateo di conteggio dei "Reals + Accidentals" al gate T_{gi} ;

A_i = rateo di conteggio di "Accidentals" al gate T_{gi} .

I dati ottenuti (R_i , T_{gi}) sono successivamente interpolati in accordo al modello analitico:

$$R = \cos t \cdot \left(1 - e^{-\frac{T_g}{\tau}} \right)$$

dove τ indica la vita media effettiva del neutrone nel sistema “testa di rivelazione + matrice”.

In Figura 2.3 è riportato un best fit, effettuato con il suddetto modello analitico, di Reals relativi ad un treno di impulsi generato da una sorgente puntiforme in aria.

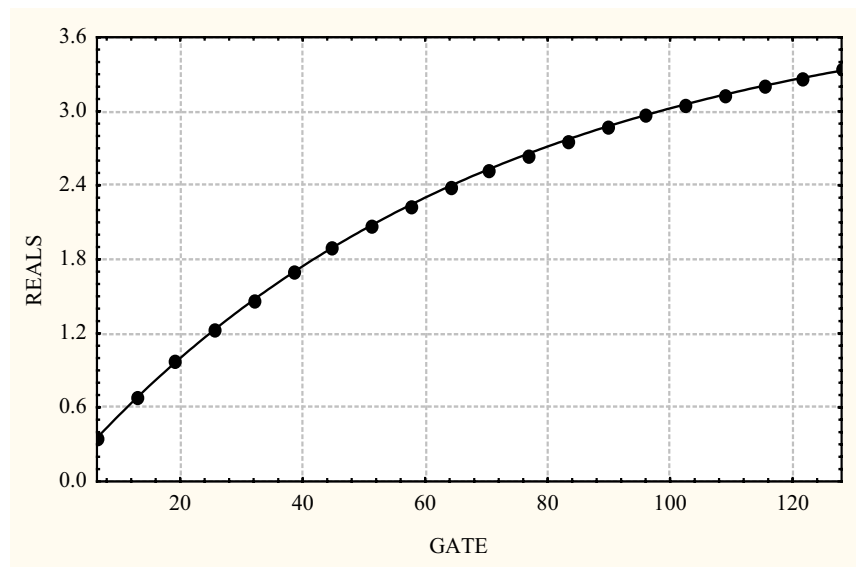


Figura 2.3: Determinazione del die away time τ mediante procedura di best fit, per sorgente puntiforme posta in aria.

2.5.2 Calibrazione.

Nella tecnica di analisi NCC effettuare la calibrazione è necessario al fine di poter calcolare la massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$ di campioni incogniti.

Essa consiste nella determinazione del die away time, τ , e della efficienza di rivelazione, ϵ , del sistema “matrice + testa di rivelazione”.

Il die away time viene calcolato nel modo descritto nel paragrafo precedente.

L’efficienza di rivelazione può essere determinata con due diverse procedure:

- 1) se si ha a disposizione una sorgente di Plutonio di caratteristiche note (composizione isotopica e, quindi, massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$), l’efficienza di rivelazione può essere calcolata dalla:

$$R = m^{240}\text{Pu}_{\text{eff}} \cdot \epsilon^2 \cdot e^{-\frac{T_p}{\tau}} \left(1 - e^{-\frac{T_g}{\tau}} \right) \cdot \sum_{\nu}^N P(\nu) \frac{\nu(\nu-1)}{2}$$

- dove l'unica incognita è proprio l'efficienza di rivelazione, dal momento che il die away time è calcolato con la procedura descritta e la massa di Plutonio è nota. Il rateo dei Reals R è ottenibile con una semplice misura del campione;
- 2) se non si ha a disposizione una sorgente di Plutonio di caratteristiche note o si deve effettuare una misura su un fusto contenente rifiuti radioattivi (dove è impossibile conoscere la quantità di Plutonio presente), l'efficienza di rivelazione può essere determinata da calcoli Monte Carlo (vedi capitolo 5).

2.5.3 Misura.

Effettuata la calibrazione, noti, quindi, i valori dell'efficienza di rivelazione e del die away time del sistema testa di rivelazione + matrice, è possibile eseguire la misura vera e propria. Questa può essere riassunta nei seguenti passi:

- ✓ Raccolta di rateo di conteggio dei Reals R ad un gate $T_g > \tau$ (il valore di gate scelto è pari a 128 μs):

$$R_{T_g} = [(R + A)_{T_g} - A_{T_g}];$$

- ✓ Calcolo della massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$:

$$m(^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}) = \frac{R_{T_g}}{\left\{ a_{SF} \epsilon^2 e^{-\frac{T_p}{\tau}} \left(1 - e^{-\frac{T_g}{\tau}} \right) \sum_{\nu} P(\nu) \left[\frac{\nu(\nu-1)}{2} \right] \right\}}$$

dove

a_{SF} = attività specifica di fissione spontanea del ^{240}Pu ;

T_p = tempo di predelay, scelto pari a 4 μs ;

ν = molteplicità dei neutroni di fissione spontanea del ^{240}Pu ;

$P(\nu)$ = distribuzione di molteplicità.

2.6 NEUTRON MULTIPLICITY COUNTING (NMC).

La tecnica NCC è utilizzata sia nel campo delle salvaguardie sia nel campo della gestione dei rifiuti radioattivi. Un'altra tecnica di correlazione temporale molto

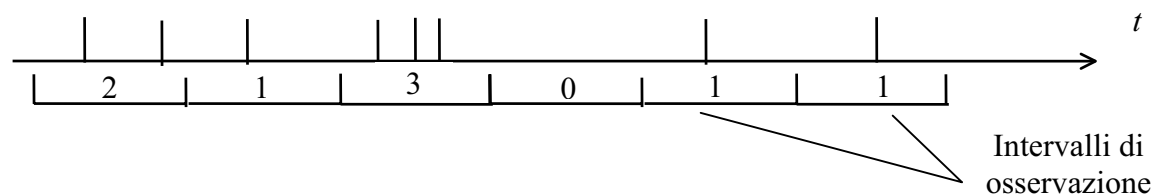
impiegata è quella nota come Neutron Multiplicity Counting (NMC) o Time Correlation Analysis, sviluppata presso il Centro Comune di Ricerche di Ispra [4] [5] [6] e su cui è basato il funzionamento dello strumento Time Correlation Analyser (TCA) [7]. Tale tecnica rappresenta un'estensione dell'analisi tipo NCC in quanto permette di considerare, oltre ai doppietti correlati, anche i tripletti di neutroni correlati.

2.6.1 Teoria della tecnica Neutron Multiplicity Counting.

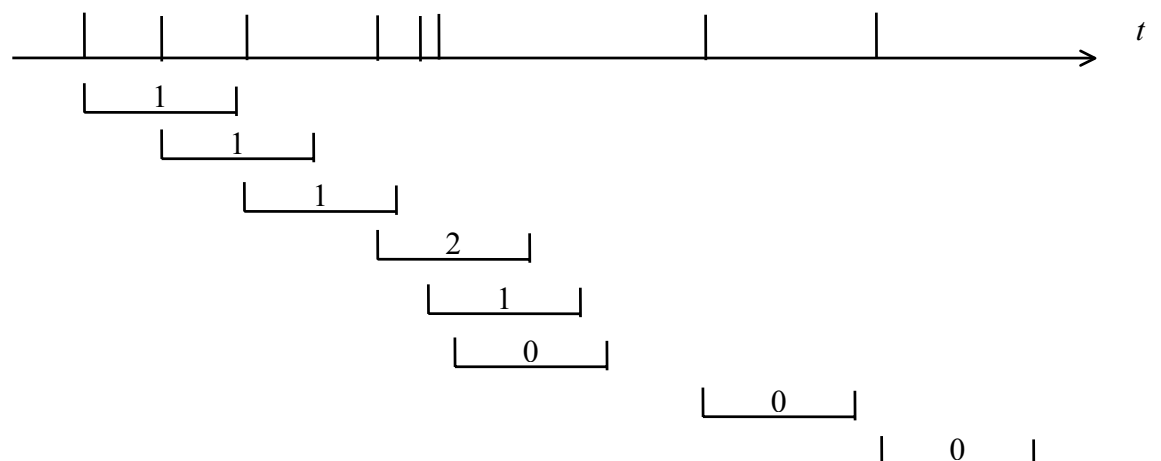
L'analisi del treno di impulsi inizia con l'apertura di un intervallo di osservazione o gate T_g . Tale apertura può avvenire in due modi:

- PFA (Pulse Fluctuation Analysis): gli intervalli di ispezione di durata prefissata vengono periodicamente aperti (ad intervalli regolari) senza “gap” di tempo fra tali intervalli;
- PTP (Pulse to Pulse Analysis): ciascun segnale di neutrone rivelato nell'intervallo (t_1, t_1+dt_1) apre dopo un ritardo T , al tempo t_1+T , un set di intervalli di ispezione di durate $T_{g_i} = i \cdot T_{g_0}$, con $i=1, 2, \dots, 15$.

Pulse Fluctuation Analysis



Pulse to Pulse Analysis



Nel nostro modello, l'analisi del treno di impulsi viene effettuata esclusivamente con il metodo PTP.

Ciascun impulso che arriva al TCA, dunque, apre un intervallo di osservazione; un predelay, avente generalmente durata $6.4 \mu s$, segue ciascun trigger prima che l'intervallo di ispezione venga aperto. Alla fine della misura viene costruita una tavola di distribuzione di molteplicità che dà la frequenza di avere 0, 1, 2, segnali in ciascun intervallo di ispezione.

Calcolo dei singoletti.

Il rateo di conteggio totale di neutroni, N_T , osservato durante il tempo di misura, T_m si ottiene semplicemente dal conteggio del numero dei trigger (ricordiamo che ogni impulso apre 15 intervalli di ispezione: contando il numero dei trigger si ottiene il numero di impulsi totali):

$$R_I = N_T$$

Calcolo dei doppietti e dei triplete.

Il primo e il secondo momento fattoriale della distribuzione di molteplicità, $N_{m(1)}$ e $N_{m(2)}$, vengono calcolati con le seguenti equazioni:

$$N_{m(1)}(T_{g_i}) = \sum_{x=1}^{x=N_{\max}} x \cdot N_x(T_{g_i})$$

$$N_{m(2)}(T_{g_i}) = \sum_{x=2}^{x=N_{\max}} \binom{x}{2} \cdot N_x(T_{g_i}) \quad i = 1, 2, 3, \dots, 15$$

dove:

$N_x(T_{g_i})$ è la frequenza normalizzata di avere x segnali nell'intervallo di osservazione;

N_{\max} è il numero massimo di segnali osservati in ciascun intervallo di ispezione.

Il primo e il secondo momento fattoriale della distribuzione di molteplicità rappresentano, rispettivamente, i conteggi “misurati” dei doppietti e dei triplete correlati.

Eguagliando tali quantità misurate alle rispettive espressioni teoriche otteniamo:

$$N_T = R_1$$

$$N_{m(1)} = T_M (R_2 \cdot f(T, T_{g_i}) + R_1 \cdot T_{g_i} \cdot R_1)$$

$$N_{m(2)} = T_M \left(R_3 \cdot f^2(T, T_{g_i}) + R_2 \cdot (f(T, T_{g_i}) + W_2(T_{g_i})) \cdot R_1 \cdot T_{g_i} + \frac{1}{2} \cdot (R_1 \cdot T_{g_i})^2 \cdot R_1 \right)$$

dove

$$f = e^{-\lambda T_p} \cdot (1 - e^{-\lambda T_g});$$

$$W_2 = 1 - \frac{1}{\lambda T_g} \cdot (1 - e^{-\lambda T_g});$$

T_g = ampiezza dell'intervallo di osservazione (o gate);

$1/\lambda$ = die away time;

T_p = predelay;

da cui è possibile calcolare il rateo di conteggio dei singoletti, R_1 , e il rateo dei doppietti e dei triplette correlati, R_2 e R_3 .

Il termine $R_1^2 \cdot T_g$, nell'equazione ($N_{m(1)}$), è equivalente al rateo di conteggio degli Accidentali (A) nei sistemi Neutron Coincidence Counting (NCC). Il secondo e il terzo termine nell'equazione ($N_{m(2)}$) rappresentano i contributi ai triplette dovuti a, rispettivamente, un singolo neutrone rivelato insieme ad un doppietto correlato, e a tre singoli neutroni rivelati insieme.

I tre termini R_1 , R_2 , R_3 possono essere espressi in termini di caratteristiche del campione misurato, della probabilità di rivelazione del neutrone e di alcune fondamentali costanti fisiche. Tenendo conto degli effetti di moltiplicazione del campione, le equazioni sono:

$$R_1 = \varepsilon \cdot F_S \cdot M \cdot \nu_{S(1)} \cdot (1 + \alpha)$$

$$R_2 = \varepsilon^2 \cdot F_S \cdot M^2 \cdot \nu_{S(2)} \cdot \left[1 + (M-1) \cdot (1 + \alpha) \cdot \frac{\nu_{Ss(1)} \cdot \nu_{I(2)}}{\nu_{S(2)} \cdot (\nu_{I(1)} - 1)} \right]$$

$$R_3 = \varepsilon^3 \cdot F_S \cdot M^3 \cdot \nu_{S(3)} \cdot \left[1 + 2 \cdot (M-1) \cdot \frac{\nu_{S(2)} \cdot \nu_{I(2)}}{\nu_{S(3)} \cdot (\nu_{I(1)} - 1)} + (M-1) \cdot (1 + \alpha) \cdot \left\{ \frac{\nu_{S(1)} \cdot \nu_{I(3)}}{\nu_{S(3)} \cdot (\nu_{I(1)} - 1)} \cdot \left(1 + 2(M-1) \cdot \frac{\nu_{I(2)}^2}{\nu_{I(3)} \cdot (\nu_{S(1)} - 1)} \right) \right\} \right]$$

dove:

ϵ = probabilità di rivelazione neutronica;

F_S = rateo di fissione spontanea (reazioni di fissione spontanea / secondo);

M = coefficiente di moltiplicazione del campione $M = \frac{1-p}{1-p \cdot v_{I(1)}}$

p = probabilità che un neutrone veloce causi una reazione di fissione indotta;

$$\alpha = \frac{S_\alpha}{v_{S(1)} \cdot F_S}$$

S_α = rateo di reazioni (α, n) nel campione;

$v_{S(1)}, v_{S(2)}, v_{S(3)}$ = primo, secondo e terzo momento fattoriale della distribuzione $P(v)$ per la fissione spontanea del campione;

$v_{I(1)}, v_{I(2)}, v_{I(3)}$ = primo, secondo e terzo momento fattoriale della distribuzione $P(v)$ per la fissione indotta del campione.

Il sistema di equazioni precedenti, in R_1 , R_2 e R_3 , è un sistema di tre equazioni in quattro incognite, F_S , ϵ , α e M : affinché possa essere risolto, una delle quattro quantità incognite deve essere nota o stimata dall'operatore. La conoscenza del tipo di sorgente e del tipo di materiale in esame (ad esempio misura di sorgente puntiforme o di waste packages) indica quale dei parametri può essere noto o stimato; a questo punto si ha un sistema di tre equazioni in tre incognite che può essere direttamente risolto. Risolvere rispetto a F_S vuol dire trovare la massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$.

I metodi di analisi possibili sono:

1. Conteggio dei neutroni totali (1 equazione in R_1);
2. Doppia Correlazione o Calcolo dei Doppietti (2 equazioni in R_1 e R_2):

2.1 ROUTINE FE

Noti: rapporto α e coefficiente di moltiplicazione M .

Incogniti: F_S e ϵ .

2.2 ROUTINE FM

Noti: rapporto α e probabilità di rivelazione ϵ .

Incogniti: F_S e M .

Tripla Correlazione o Calcolo della massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$ (3 equazioni in R_1 , R_2 e R_3):

3.1 ROUTINE FEM

Noti: rapporto α .

Incogniti: F_S , ϵ , M .

3.2 ROUTINE FESA

Noti: coefficiente di moltiplicazione $M = 1$.

Incogniti: F_S , ϵ , $S\alpha$.

3.3 ROUTINE SAFM

Noti: probabilità di rivelazione ϵ .

Incogniti: F_S , $S\alpha$, M .

Nel nostro modello si è posto $M = 1$, ossia non sono stati considerati effetti di moltiplicazione dal momento che l'analisi è rivolta a waste packages in cui la massa di Plutonio presente è molto esigua e abbastanza dispersa nel campione. Per l'analisi di tali campioni possono, dunque, essere utilizzate le routine FESA, FEM ed FE.

2.7 PROCEDURA DI ANALISI NEUTRON MULTIPLICITY COUNTING.

La procedura di analisi NMC [8], descritta di seguito, è stata implementata con un software, realizzato in linguaggio C++, riportato in Appendice B.

2.7.1 Calcolo del die away time.

Nella tecnica NMC il die away time viene determinato effettuando il calcolo del rateo dei Reals a diverse lunghezze di gate, da 6.4 a 96 μs o da 25.6 a 384 μs , secondo la seguente espressione:

$$R_i = N_{m(1)} \cdot N_T - N_T^2 \cdot T_{g_i} \quad i = 1, 2, 3, \dots, 15$$

dove

R_i = rateo di conteggio dei "Reals" al gate T_{g_i} ;

T_{g_i} = lunghezza del gate, $i = 1, 2, 3, \dots, 15$ (da 6.4 a 96 μs o da 25.6 a 384 μs);

N_T = rateo di conteggio nel tempo di misura T_m ;

$N_{m(l)}$ = primo momento fattoriale della distribuzione di molteplicità.

Il prodotto $N^2_T \cdot T_{g_i}$ rappresenta l'analogo del rateo degli "Accidentals" nella tecnica NCC.

I dati ottenuti (R_i, T_{g_i}) sono successivamente interpolati, come nella tecnica NCC, in accordo al modello analitico:

$$R = \cos t \cdot \left(1 - e^{-\frac{T_g}{\tau}} \right)$$

dove τ indica la vita media effettiva del neutrone nel sistema "testa di rivelazione + matrice".

2.7.2 Calibrazione.

La tecnica NMC può essere definita una tecnica "autocalibrante" in quanto è in grado di calcolare, senza immissioni di dati dall'esterno, sia il die away time sia l'efficienza di rivelazione del sistema "matrice + testa di rivelazione".

Il die away time viene calcolato nel modo descritto nel paragrafo precedente. E' importante notare che in ogni singola misura può essere calcolato il die away time dal momento che ogni misura fornisce dati (rateo di conteggio e primo momento fattoriale) relativi a 15 diverse lunghezze di gates, per cui è possibile in ogni singola misura effettuare l'interpolazione dei dati.

L'efficienza di rivelazione è una delle incognite del sistema di tre equazioni in quattro incognite analizzato precedentemente. I metodi di analisi, ROUTINE FE, ROUTINE FEM e ROUTINE FESA consentono di risolvere il sistema in cui una delle incognite è l'efficienza ε . Anche in questo caso otteniamo, per ogni singola misura, 15 valori di efficienza in corrispondenza dell'apertura di ciascun gate.

2.7.3 Misura.

Poiché la tecnica NMC non necessita di preventiva calibrazione del sistema "testa di rivelazione + matrice", si procede direttamente alla misura. Riferendoci alla misura realizzata con la ROUTINE FESA, utilizzata per i rifiuti radioattivi condizionati, essa può essere riassunta nei passi seguenti:

✓ *Raccolta dei dati grezzi*

- Calcolo del rateo di conteggio totale N_T o rateo di singoletti R_1 ;
- Determinazione della distribuzione di molteplicità;
- Calcolo del primo e secondo momento della distribuzione di molteplicità.

✓ *Valutazione dei dati*

- Determinazione del die away time τ (vedi paragrafo 2.7.1);
- Calcolo del rateo di multiplotti correlati secondo le:

$$R_1 = N_T$$

$$R_2(T_{g_i}) = \left(\frac{N_{m(1)}(T_{g_i})}{T_M} - R_1^2 \cdot T_{g_i} \right) \cdot \frac{1}{f_i}$$

$$R_3(T_{g_i}) = \left\{ \frac{N_{m(2)}(T_{g_i})}{T_M} - R_2 \cdot [f_i + W_{2_i}] \cdot R_1 \cdot T_{g_i} - \frac{1}{2} \cdot R_1^3 \cdot T_{g_i}^2 \right\} \cdot \frac{1}{f_i^2}$$

dove

$$f = e^{-\lambda T_p} \cdot (1 - e^{-\lambda T_g});$$

$$W_2 = 1 - \frac{1}{\lambda T_g} \cdot (1 - e^{-\lambda T_g}).$$

✓ *Interpretazione dei dati*

- **Scelta del valore del coefficiente di moltiplicazione pari a 1 (M=1: ROUTINE FESA)**
- Risoluzione del seguente sistema di tre equazioni nelle tre incognite: rateo di fissione spontanea, F_{S_i} , rateo di reazioni (α, n), S_{α_i} , ed efficienza di rivelazione, ε (vedi paragrafo 2.6):

$$R_1 = \varepsilon_i \cdot F_{S_i} \cdot \nu_{S(1)} \cdot (1 + \alpha)$$

$$R_2 = \varepsilon_i^2 \cdot F_{S_i} \cdot \nu_{S(2)}$$

$$R_3 = \varepsilon_i^3 \cdot F_{S_i} \cdot \nu_{S(3)}$$

dove

$$\alpha = \frac{S_{\alpha}}{\nu_{S(1)} \cdot F_S};$$

$\nu_{S(1)}$, $\nu_{S(2)}$, $\nu_{S(3)}$ = primo, secondo e terzo momento fattoriale della distribuzione $P(v)$ per la fissione spontanea del campione;

- Calcolo della massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$ per il gate T_{g_i} :

$$m(^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}) = \frac{F_{S_i}}{a_{SF}} .$$

✓ *Analisi statistica*

- Applicazione di una carta di controllo ai K risultati e calcolo del valor medio dei risultati rimasti.

2.8 TECNICA ROSSI- α .

La tecnica Rossi- α [9] è complementare alle esistenti tecniche di Time Correlation Analysis, descritte nel paragrafo precedente, offrendo lo stesso vantaggio rispetto alla minimizzazione del bias sistematico dovuto alle variazioni incognite dell'efficienza di rivelazione. Essa è essenzialmente basata su un modello teorico che descrive il treno di impulsi ed un insieme di quantità misurabili che contiene informazioni specifiche sul treno di impulsi. Le quantità sperimentali necessarie per la tecnica Rossi- α sono derivate dalle distribuzioni Rossi- α , già note dalla analisi del rumore in reattore [10], che possono, usando i momenti fattoriali delle distribuzioni di molteplicità neutroniche, essere espresse come funzioni di tutti i parametri di interesse: rateo di fissione spontanea, N_{SF} , rateo di reazioni (α, n), N_α , ed efficienza di rivelazione, ϵ .

2.8.1 La distribuzione Rossi- α monodimensionale.

La distribuzione Rossi- α è una distribuzione di probabilità degli intervalli di tempo fra impulsi generati in un processo di rivelazione di neutroni. La distribuzione mono-dimensionale viene ottenuta facendo partire un clock a $\theta=0$, con l'arrivo di ciascun impulso. Ciascun clock registra i tempi di arrivo di tutti gli impulsi seguenti e questi tempi sono accumulati in "time bins" che vanno da 0 ad un valore predefinito corrispondente ad una finestra di tempo o gate fissato. Il gate deve essere abbastanza lungo da poter consentire un appropriato fitting della distribuzione Rossi- α : generalmente esso viene scelto pari a varie volte il die away time. La distribuzione delle sequenze di valori

(tallies) fra i diversi “time bins” fornisce la distribuzione Rossi- α $S_I(t)$ avviata da coppie di impulsi (un tally o sequenza di valori è fatto solo se, entro il gate, giace almeno una coppia di impulsi).

Se si stanno rivelando solo eventi random, la distribuzione è costante nel tempo. Ciò può essere mostrato in base alla distribuzione $I_N(t)$ degli intervalli di tempo t fra impulsi (il pedice N indica che sono considerati intervalli fra un impulso e il suo N -esimo impulso vicino). Se $N=1$, si stanno analizzando impulsi successivi. La distribuzione degli intervalli di tempo fra eventi che seguono la statistica di Poisson con un rateo medio λ è data da:

$$I_N(t) = \frac{(\lambda t)^{N-1} \cdot e^{-\lambda t}}{(N-1)!} \cdot \lambda.$$

Singoli neutroni che seguono la statistica di Poisson contribuiranno alla distribuzione Rossi- α $S_I(t)$ con una costante proporzionale a λ^2 .

Se sono presenti anche eventi in coincidenza, la distribuzione Rossi- α è data da:

$$S_I(t) = A_I + R_I \cdot e^{-\frac{t}{\tau}}.$$

La distribuzione $S_I(t)$ è, dunque, composta da due fattori, il primo dei quali, A_I , rappresenta l'ampiezza dovuta alle coincidenze accidentali, mentre il secondo, R_I , rappresenta l'ampiezza dovuta alle coincidenze reali. La costante di tempo τ è il die away time del sistema di rivelazione.

Se r_I , rateo di conteggio di coincidenze reali, è definito come la superficie sottesa dalla distribuzione Rossi- α corretta per il rateo di conteggio di accidentali:

$$r_I = \int_0^{\infty} R_I \cdot e^{-\frac{t}{\tau}} dt = \tau \cdot R_I,$$

allora la dipendenza della quantità r_I dai parametri N_{SF} e ε può essere calcolata valutando la risposta a multipletti individuali di impulsi coincidenti. Multipletti rivelati costituiti da i impulsi, emessi ad un rateo di fissione N_{SF} , contribuiranno a r_I con un numero di conteggi pari a:

$$N_{SF} \cdot \frac{i \cdot (i-1)}{2}.$$

I singoletti ($i=1$) non contribuiscono a r_1 : ciò implica che neutroni (α, n) sono esclusi da r_1 . La costruzione della distribuzione Rossi- α mono-dimensionale, per un quadrupletto, viene realizzata come mostrato in Figura 2.4.

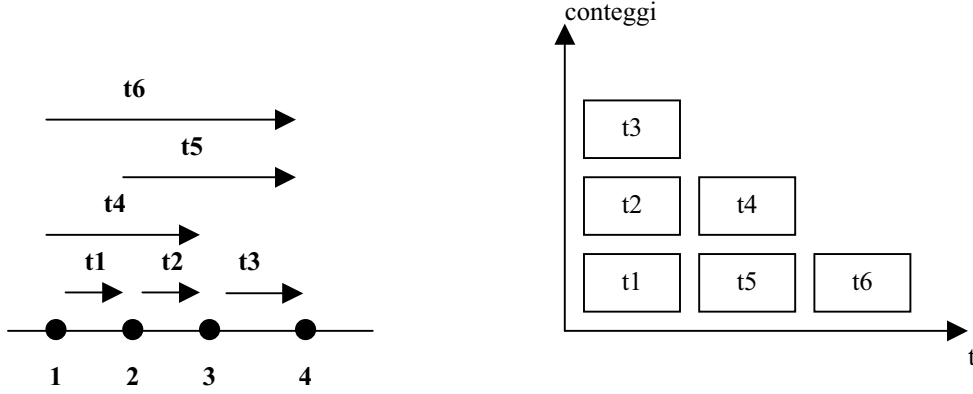


Figura 2.4: Risposta di un quadrupletto alla distribuzione mono-dimensionale Rossi- α .

La probabilità $P(\nu, i, \varepsilon)$ di rivelare una molteplicità i con una efficienza di rivelazione ε quando un gruppo di ν neutroni sono emessi è data da:

$$P(\nu, i, \varepsilon) = \binom{\nu}{i} \cdot \varepsilon^i \cdot (1 - \varepsilon)^{\nu-i}.$$

Quando sono emessi N_{SF} neutroni per secondo con molteplicità neutronica ν in accordo alle probabilità $P(\nu)$, il rateo di coincidenze reali è dato da:

$$r_1 = N_{SF} \cdot \sum_{i=2}^{\infty} \frac{i \cdot (i-1)}{2} \cdot \sum_{\nu=2}^{\infty} P(\nu, i, \varepsilon) \cdot P(\nu).$$

Usando il teorema binomiale, la suddetta espressione può essere scritta come:

$$r_1 = N_{SF} \cdot \varepsilon^2 \cdot \sum_{\nu=2}^{\infty} \frac{\nu \cdot (\nu-1)}{2} \cdot P(\nu).$$

La sommatoria su ν è generalmente limitata a N termini dal momento che le quantità $P(\nu)$ decrescono all'aumentare di ν .

Introducendo il secondo momento fattoriale M_2 della distribuzione di probabilità $P(\nu)$, in accordo alla $M_i \equiv \sum_{\nu=i}^{\infty} \nu \cdot (\nu-1) \cdot \dots \cdot (\nu-i+1) \cdot P(\nu)$, la

precedente espressione si può scrivere:

$$r_1 = N_{SF} \cdot \varepsilon^2 \cdot \frac{M_2}{2}.$$

In definitiva, la distribuzione mono-dimensionale Rossi- α può essere espressa come:

$$S_1(t) = \lambda^2 + \left(N_{SF} \cdot \varepsilon^2 \cdot \frac{M_2}{2} \right) \cdot \left(\frac{1}{\tau} \right) \cdot e^{-\frac{t}{\tau}}.$$

2.8.2 La distribuzione Rossi- α bi-dimensionale.

Nella distribuzione Rossi- α bi-dimensionale, $S_2(t_1, t_2)$, sequenze di valori o tallies possono essere accumulate solo se ci sono almeno tre impulsi entro il predefinito intervallo di osservazione di lunghezza pari a 2 gate. Un tally può essere fatto solo quando, per ciascun impulso di trigger a θ_1 , un secondo impulso arriva a θ_2 entro l'intervallo di tempo $(\theta_1, \theta_1 + T_g)$ e il terzo impulso arriva a θ_3 entro l'intervallo $(\theta_2, \theta_2 + T_g)$.

Il fatto che la distribuzione Rossi- α avviata da triplette sia una distribuzione bi-dimensionale è correlata all'origine dei triplette di impulsi. Essi, infatti, possono essere composti da tre impulsi random o da una combinazione di un impulso random ed una coppia di impulsi coincidenti o possono essere costituiti da triplette di impulsi coincidenti. Per distinguere triplette di impulsi coincidenti da impulsi puramente random e da multipletti di impulsi misti è necessario monitorare le distribuzioni degli intervalli di tempo su due assi indipendenti. Lungo l'asse t_1 viene registrata la distribuzione Rossi- α degli intervalli di tempo fra un primo e un secondo impulso; lungo l'asse t_2 viene registrata la distribuzione Rossi- α degli intervalli di tempo fra il secondo impulso e i successivi.

La Figura 2.5 illustra la costruzione della distribuzione bi-dimensionale Rossi- α per un quadrupletto.

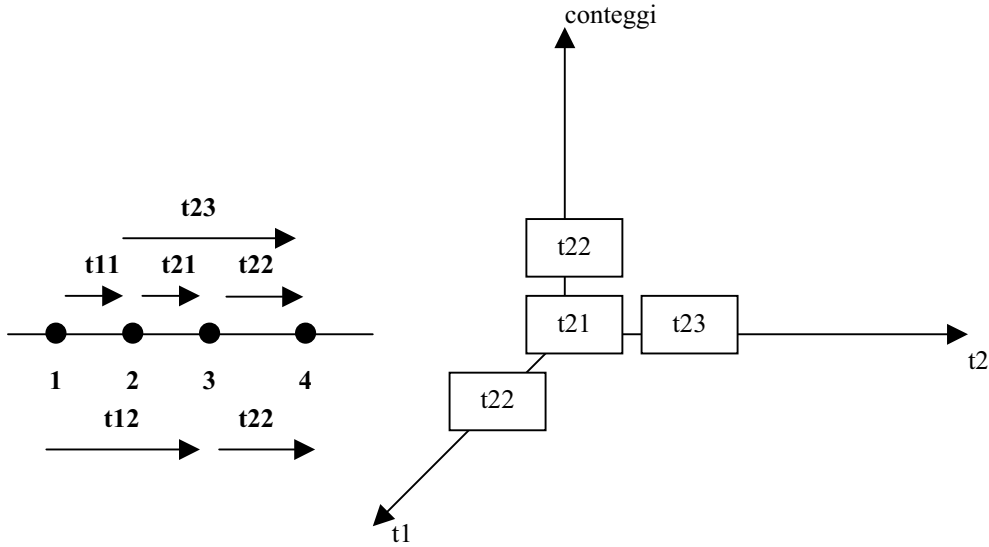


Figura 2.5: Risposta di un quadrupletto alla distribuzione bi-dimensionale Rossi- α .

I seguenti contributi alla distribuzione Rossi- α $S_2(t_1, t_2)$ possono essere identificati:

\Rightarrow Un contributo puramente random che è indipendente da t_1 e t_2 e caratterizzato da un rateo λ :

$$A_2 = \lambda^3.$$

\Rightarrow Contributi di origine mista composti da un impulso random e da una coppia di impulsi coincidenti. Dipendentemente dalla posizione dell'impulso random, che può essere situato prima, dopo o entro la coppia di impulsi, i seguenti contributi possono essere identificati:

a) Dopo la coppia di impulsi:

$$C_{2a}(t_1) = \lambda \cdot \left(N_{SF} \cdot \epsilon^2 \cdot \frac{M_2}{2} \right) \cdot \left(\frac{e^{-\frac{t_1}{\tau}}}{\tau} \right) = C_2 \cdot e^{-\frac{t_1}{\tau}};$$

b) Entro la coppia di impulsi:

$$C_{2b}(t_1, t_2) = \lambda \cdot \left(N_{SF} \cdot \epsilon^2 \cdot \frac{M_2}{2} \right) \cdot \left(\frac{e^{-\frac{(t_1+t_2)}{\tau}}}{\tau} \right) = C_2 \cdot e^{-\frac{(t_1+t_2)}{\tau}};$$

c) Dopo la coppia di impulsi:

$$C_{2c}(t_2) = \lambda \cdot \left(N_{SF} \cdot \varepsilon^2 \cdot \frac{M_2}{2} \right) \cdot \left(\frac{e^{-\frac{t_2}{\tau}}}{\tau} \right) = C_2 \cdot e^{-\frac{t_2}{\tau}}.$$

⇒ Contributi dovuti a tripletti reali coincidenti:

$$R_2(t_1, t_2) \propto e^{-\frac{2t_1}{\tau}} \cdot e^{-\frac{t_2}{\tau}}.$$

La distribuzione bi-dimensionale Rossi- α può, dunque, essere scritta come:

$$S_2(t_1, t_2) = A_2 + C_2 \cdot \left(e^{-\frac{t_1}{\tau}} + e^{-\frac{t_2}{\tau}} + e^{-\frac{(t_1+t_2)}{\tau}} \right) + R_2 \cdot e^{-\frac{2t_1}{\tau}} \cdot e^{-\frac{t_2}{\tau}}.$$

Analogamente alla distribuzione mono-dimensionale, la quantità r_2 può essere definita:

$$r_2 = \int_0^\infty \int_0^\infty R_2(t_1, t_2) dt_1 dt_2 = R_2 \cdot \frac{\tau^2}{2},$$

che può essere scritta come:

$$r_2 = N_{SF} \cdot \varepsilon^3 \cdot \frac{M_3}{6}.$$

2.9 PROCEDURA DI ANALISI DELLA TECNICA ROSSI- α .

La procedura di analisi Rossi- α , descritta di seguito, è stata implementata con un software, realizzato in linguaggio C++, riportato in Appendice C.

Anche la tecnica Rossi- α , come il metodo NMC, può essere definita una tecnica “autocalibrante” calcolando, senza la necessità di calibrazione con sorgenti dalle caratteristiche note, sia il die away time sia l’efficienza di rivelazione del sistema “matrice + testa di rivelazione”. La procedura di misura può essere riassunta nei seguenti passi:

✓ *Raccolta dei dati:*

- Raccolta della distribuzione delle sequenze di valori (tallies) fra i diversi intervalli di tempo aventi come trigger una coppia di impulsi e costruzione della distribuzione mono-dimensionale Rossi- α :

$$S_1(t) = A_1 + R_1 \cdot e^{-\frac{t}{\tau}}.$$

- Raccolta della distribuzione delle sequenze di valori (tallies) fra i diversi intervalli di tempo aventi come trigger un tripletto di impulsi e costruzione della distribuzione bi-dimensionale Rossi- α :

$$S_2(t_1, t_2) = A_2 + C_2 \cdot \left(e^{-\frac{t_1}{\tau}} + e^{-\frac{t_2}{\tau}} + e^{-\frac{(t_1+t_2)}{\tau}} \right) + R_2 \cdot e^{-\frac{2t_1}{\tau}} \cdot e^{-\frac{t_2}{\tau}}.$$

✓ *Valutazione dei dati*

- Determinazione del die away time τ mediante best fit della distribuzione mono-dimensionale Rossi- α $S_1(t)$. Dalla stessa operazione di best fit è possibile calcolare anche la quantità R_1 .
- Determinazione della quantità R_2 mediante best fit tridimensionale della distribuzione bi-dimensionale Rossi- α .
- Determinazione della quantità r_1 :

$$r_1 = \int_0^{\infty} R_1 \cdot e^{-\frac{t}{\tau}} dt = \tau \cdot R_1.$$

- Determinazione della quantità r_2 :

$$r_2 = \int_0^{\infty} \int_0^{\infty} R_2(t_1, t_2) dt_1 dt_2 = R_2 \cdot \frac{\tau^2}{2}.$$

✓ *Interpretazione dei dati*

- Risoluzione del seguente sistema di tre equazioni nelle tre incognite: rateo di fissione spontanea, N_{SF} , rateo di reazioni (α, n), S_{α_i} , ed efficienza di rivelazione, ε :

$$T = N_{SF} \cdot \varepsilon \cdot M_1 + S_{\alpha} \cdot \varepsilon;$$

$$r_1 = N_{SF} \cdot \varepsilon^2 \cdot \frac{M_2}{2};$$

$$r_2 = N_{SF} \cdot \varepsilon^3 \cdot \frac{M_3}{6};$$

dove

T : rateo dei conteggi totali;

$$M_i \equiv \sum_{\nu=i}^{\infty} \nu \cdot (\nu-1) \cdot \dots \cdot (\nu-i+1) \cdot P(\nu), \text{ e } M_0 \equiv 1.$$

- Calcolo della massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$:

$$m(^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}) = \frac{F_{S_i}}{a_{SF}}.$$

BIBLIOGRAFIA

[1] B.W. Hooton: *“A Review of Plutonium Measurement By Passive Neutron Coincidence Counting”*, AEA – FS – 0073H, Nuclear Consultancy Services Ltd., July 1991.

[2] N. Ensslin: *“Principles of Neutron Coincidence Counting”* in Passive Non-Destructive Assay of Nuclear Materials, NUREG/CR-5550, LA-UR-90732.

[3] K. Böhnel: *“Determination of Plutonium in Nuclear Fuels Using the Neutron Coincidence Counting”*, KFK 2203.

[4] W. Hage, B. Pedersen, V. Vocino, J. A. Mason: *“Development State of the Triple Neutron Correlation Technique by the Factorial Moment Method at JRC ISPRA”* – ESARDA – International Workshop on Passive Neutron Coincidence Counting, 1993, pp 35-47.

[5] R. J. Sharpe, C. J. Addison, C. H. Orr, R. D. Gunn, J. C. B. Simpson, B. Pedersen, L. Bondar: *“Experience with Assay of Simulated Plutonium Bearing Drummed Waste Applying Neutron Correlation Techniques”* ESARDA PROCEEDINGS 1995, pp 335-344.

[6] J. A. Mason, L. Bondar, W. Hage, B. Pedersen: *“Neutron Multiplicity Drum Monitor Using the Time Correlation Analyser”* ESARDA PROCEEDINGS 1995, pp 433-436.

[7] L. Bondar: *“Passive Neutron Assay by the EURATOM Time Correlation Analyser ”* ESARDA PROCEEDINGS 1995, pp 86-91.

[8] W. Hage, D. Cifarelli: *“Correlation Analysis with Neutron Count Distribution in Randomly or Signal Triggered Time Intervals for Assay of*

Special Fissile Materials ", Nuclear Science and Engineering, 1985, pp 159-176.

[9] M. Bruggeman, P. Baeten, W. De Boeck, R. Carchon: "*Neutron Coincidence Counting Based on Time Interval Analysis with One- and Two-dimensional Rossi-alpha Distributions: an Application for Passive Neutron Waste Assay* ", Nuclear Instruments & Methods in Physics Research, 1996, pp 511-518.

[10] J. A. Thie: "*Reactor Noise* ", Rowman and Littlefield, New York, 1963.

CAPITOLO 3

STUDIO DELLE CARATTERISTICHE DELLA TESTA DI MISURA.

3.1 INTRODUZIONE.

L'obiettivo della ricerca è la messa a punto e la validazione di una procedura di simulazione del treno di impulsi proveniente da rifiuti radioattivi condizionati, al fine di valutare la quantità di materiale fissile presente in essi.

Una procedura di simulazione può essere validata solo se i dati da essa forniti possono essere confrontati con dati ottenuti da misure sperimentali eseguite nelle stesse condizioni di simulazione. Il confronto fra risultati sperimentali e simulati consente di stabilire l'efficacia e l'applicabilità o meno della procedura.

Data l'impossibilità di disporre e di effettuare misure su reali waste, la procedura di simulazione è stata applicata e convalidata sperimentalmente mediante sorgenti e matrici inattive di riferimento dalle caratteristiche note: una volta validata, tale procedura è stata applicata alla simulazione di rifiuti radioattivi condizionati.

La procedura di simulazione, che verrà descritta più dettagliatamente nei capitoli 5 e 6, è basata su:

- Calcoli di trasporto neutronico (codice MCNP [1]: Monte Carlo Neutron and Photon transport code): la testa di rivelazione e le diverse configurazioni di sorgente e di matrice vengono codificate nel linguaggio MCNP al fine di ottenere la distribuzione delle vite medie dei neutroni rivelati e, quindi, l'efficienza di rivelazione ε e la vita media τ ;
- Generatore del treno di impulsi: nota la massa e la composizione isotopica del campione di Plutonio, esso effettua campionamenti random nel dominio temporale dalla distribuzione degli eventi che danno origine a neutroni (fissione spontanea e reazioni (α, n)) e campionamenti random dalla distribuzione delle vite medie dei neutroni rivelati per fornire, in uscita, un treno di impulsi.

I treni di impulsi, sia simulati sia sperimentali, vengono analizzati con i software che simulano i principi di funzionamento delle tecniche neutroniche passive Neutron Coincidence Counting (NCC), Neutron Multiplicity Counting (NMC) e Rossi- α , descritte nel precedente capitolo. L'uso del software di simulazione

permette, inoltre, di confrontare le “performances” dei diversi metodi di correlazione temporale e stabilire quale possa essere considerato più affidabile.

Nel prosieguo del capitolo verrà descritta la testa di rivelazione impiegata per le misure sperimentali e riprodotta in fase di simulazione, nonché le sorgenti e le matrici inattive di riferimento utilizzate per la convalida della procedura.

3.2 DISPOSITIVO DI MISURA PER LA GENERAZIONE DEL TRENO SPERIMENTALE.

Il dispositivo di misura consiste di una testa di rivelazione neutronica accoppiata ad una scheda TIA, Time Interval Analyser, la quale consente di accumulare il treno di impulsi neutronico dalla testa di rivelazione alla memoria di massa di un computer.

3.2.1 Descrizione della testa di rivelazione neutronica.

L’attività sperimentale è stata svolta presso il Centro Ricerche Casaccia ENEA di Roma, utilizzando la testa di rivelazione neutronica disponibile presso l’Impianto Plutonio.

Tale testa di rivelazione, inizialmente progettata per la misura di Low Level Waste non condizionati derivanti dalle attività di fabbricazione del combustibile dell’Impianto Plutonio, può essere convertita per la misura di manufatti condizionati di volume fino a 500 litri.

La testa di misura, a geometria assiale con base a prisma decagonale, può essere divisa in tre parti funzionali:

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

I banchi di rivelatori sono 16, 10 in posizione verticale intorno alla cavità di rivelazione, 3 orizzontali sopra la cavità e altri 3 orizzontali sotto la cavità, per un totale di 64 rivelatori (Figura 3.2).

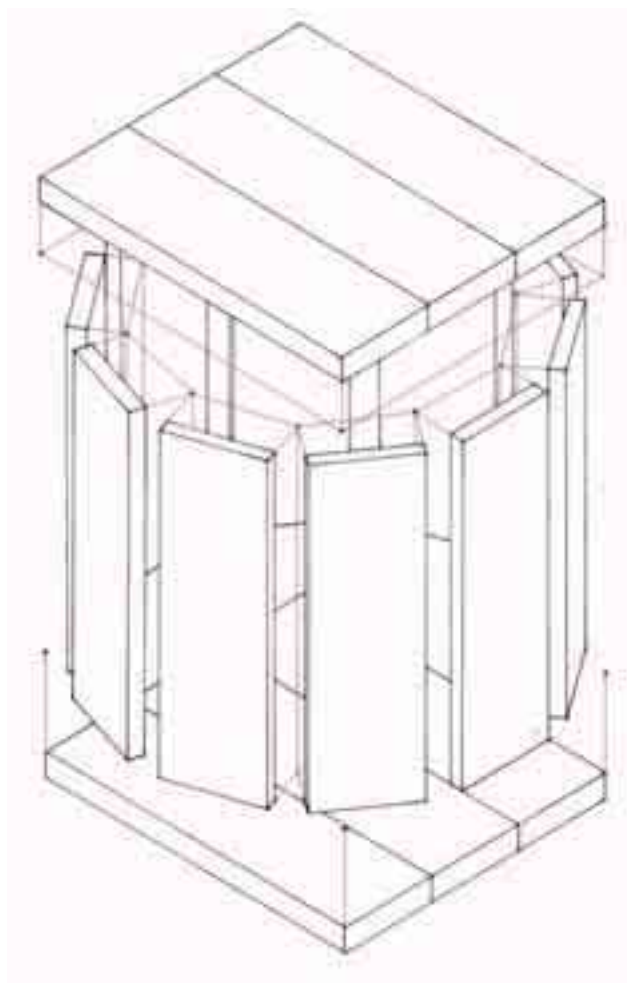


Figura 3.2: Distribuzione dei blocchi rivelatori

Le dimensioni dei blocchi sono riassunte nella Tabella 3.1.

Tabella 3.1: 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 ^3He ($^3\text{He} + n \longrightarrow ^3\text{H} + p + 0.764 \text{ MeV}$) 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 ^3He sono riportate nella Figura 3.3 e nella Tabella 3.2.

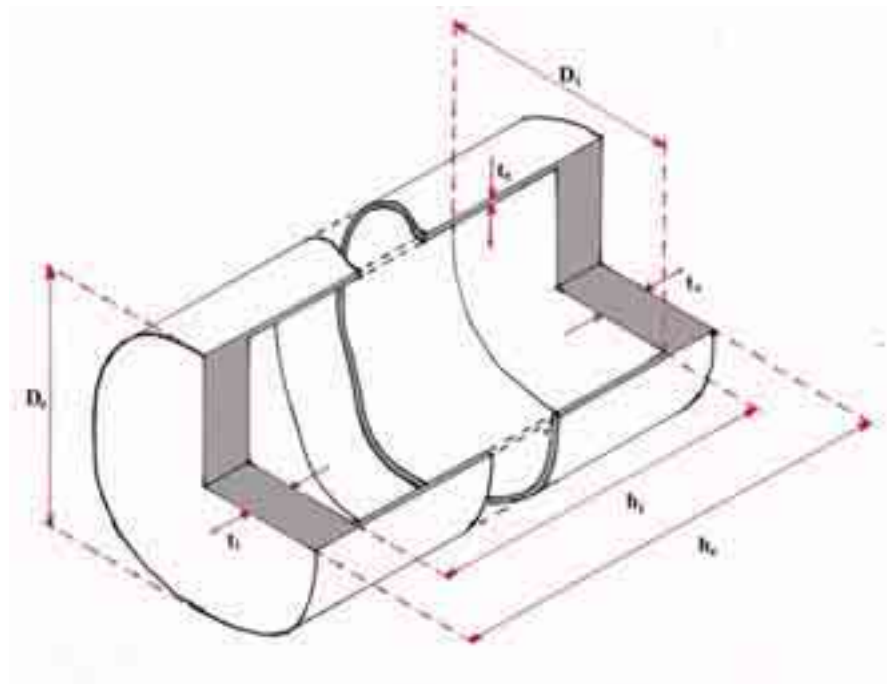


Figura 3.3: Rivelatore ^3He

Tabella 3.2: Dimensioni (in *cm*) dei rivelatori ad ^3He

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 3.4 e nella Tabella 3.3, è costituita da un guscio a prisma decagonale con asse verticale circoscritto alla cavità di rivelazione. Il guscio è costituito da polietilene ad alta densità (0.98 g/cm^3), al cui interno sono praticati i fori in cui alloggiano i rivelatori dei banchi verticali.

Tabella 3.3: 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

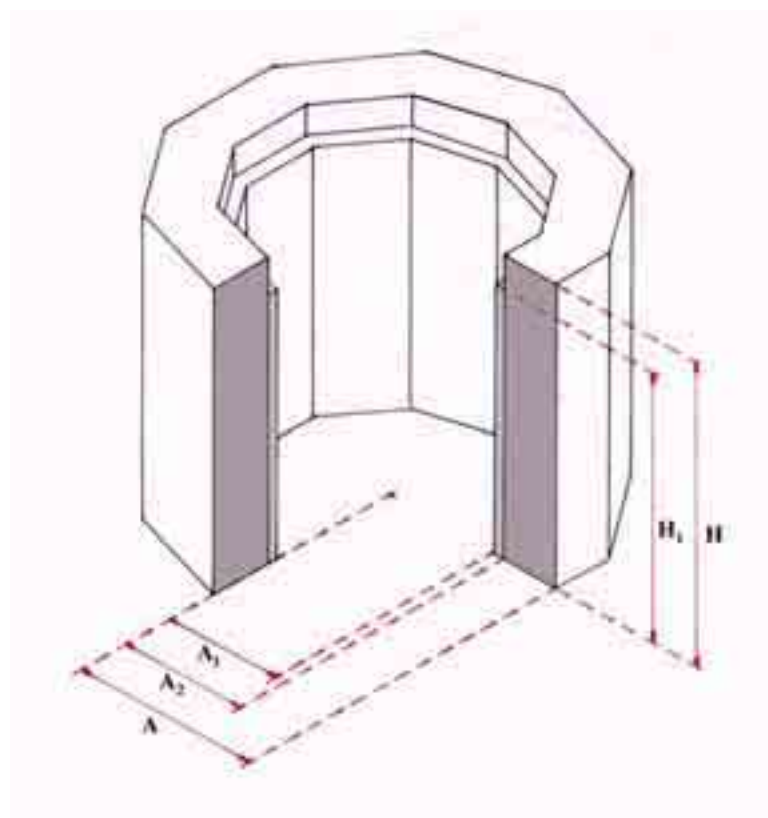


Figura 3.4: Zona laterale di moderazione

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.

Le Figure 3.5, 3.6 e 3.7 rappresentano, rispettivamente, la testa di rivelazione vista in pianta, in sezione trasversale e nella sua totalità.

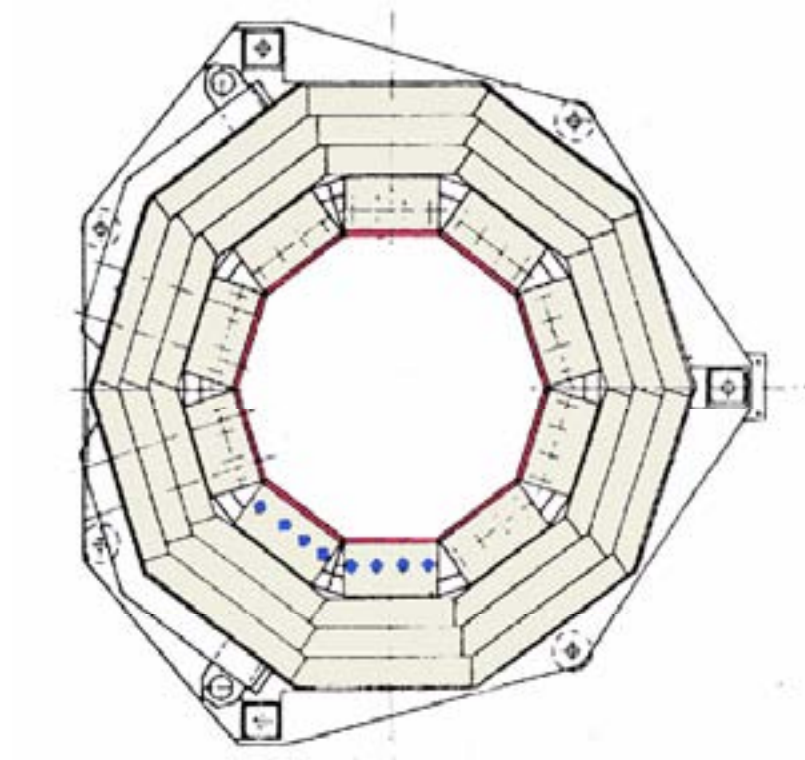


Figura 3.5: Vista in pianta della testa di misura.

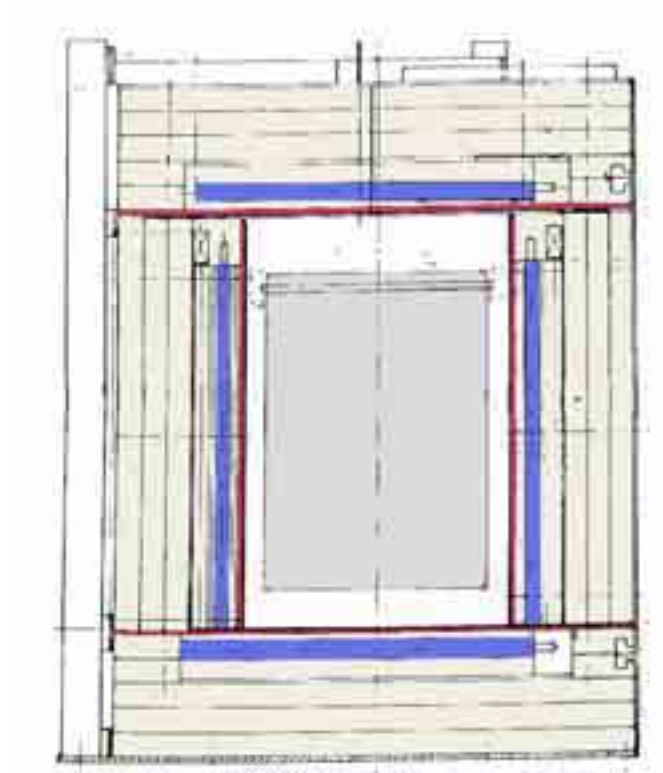


Figura 3.6: Vista laterale della testa di misura.

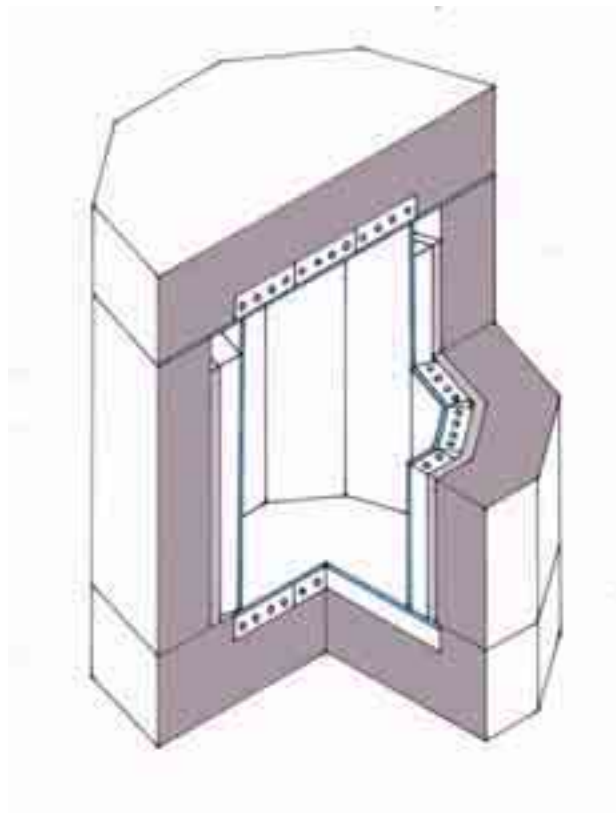


Figura 3.7: Spaccato della testa di misura

Due strumenti di misura, che effettuano l'analisi di correlazione temporale, sono connessi alla testa di rivelazione: un Neutron Coincidence Counter (NCC) e un Time Correlation Analyser (TCA). Il primo, del tipo JSR - 11 Jomar - Canberra, accetta in ingresso segnali TTL standard, presenta variazioni del tempo di gate da 16 fino a 128 μs , variazioni del tempo di predelay fino a 16 μs , delay fisso di 1000 μs e fornisce il rateo delle coincidenze osservate, da cui risalire alla massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$. Il secondo accetta in ingresso segnali TTL standard, presenta variazioni del tempo di gate da 6.4 a 96 μs , risoluzione di 0.1 μs e fornisce direttamente la massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$.

3.2.2 Caratteristiche scheda TIA, Time Interval Analyser.

I segnali provenienti dalla catena di amplificazione della testa di rivelazione vengono inviati ad una scheda TIA, Time Interval Analyser, (Figura 3.8) che registra i tempi di arrivo di ciascun impulso e permette l'accumulo del treno di impulsi nella memoria di massa di un PC.

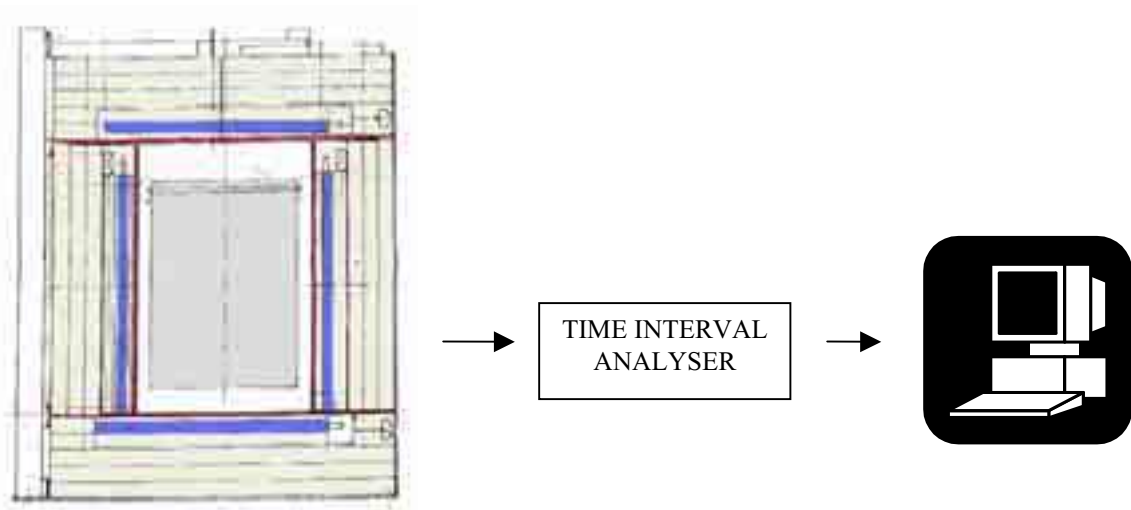


Figura 3.8: Schema del dispositivo di misura per la generazione del treno di impulsi sperimentale.

Le caratteristiche più importanti della scheda TIA sono così riassunte:

- ⇒ 16 canali di input;
- ⇒ 2 Mbytes di RAM;
- ⇒ segnali in ingresso di tipo TTL;
- ⇒ risoluzione di 20 ns;
- ⇒ rateo di misura fino a $2 \cdot 10^6 \text{ s}^{-1}$.

I treni di impulsi forniti dalla TIA possono essere analizzati con i software che lavorano sulle tecniche NCC, NMC e Rossi- α (vedi capitolo 2 e Appendici A, B e C).

3.3 SORGENTI E MATRICI DI RIFERIMENTO.

Affinché la procedura di simulazione possa essere applicata ai rifiuti radioattivi condizionati, essa, come detto precedentemente, deve essere validata sperimentalmente mediante sorgenti e matrici inattive di riferimento.

Le sorgenti e le matrici impiegate per la simulazione sono, naturalmente, quelle utilizzate per le misure sperimentali, disponibili presso l’Impianto Plutonio del C. R. ENEA Casaccia di Roma.

3.3.1 Sorgenti di riferimento.

Sono state impiegate due tipi di sorgenti, entrambe costituite da pellet di biossido di Plutonio (PuO_2), racchiuse in un contenitore di Alluminio:

- PIDIE, Plutonium Isotopic Determination Intercomposition Exercise;
- BCMN.

Lo schema di una PIDIE o BCMN, analoghe da un punto di vista costruttivo, è illustrato in Figura 3.9.

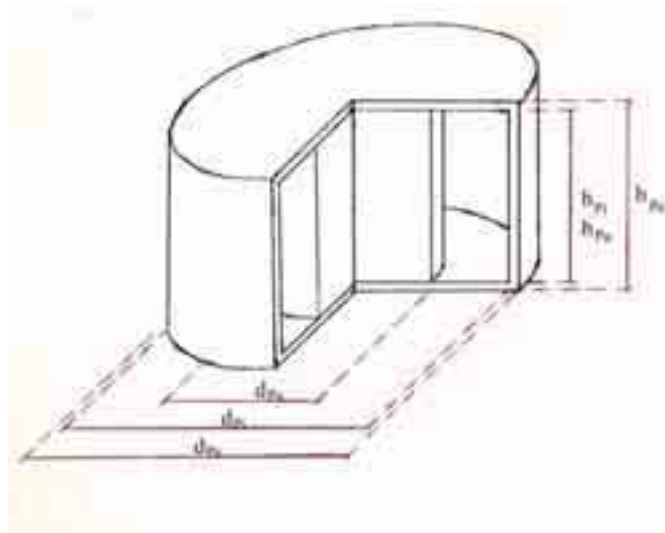


Figura 3.9: Schema di una PIDIE o BCMN.

Le Tabelle 3.4 e 3.5 riportano, rispettivamente, la composizione isotopica percentuale e le rese di fissione spontanea e (α,n) delle PIDIE in data 01/01/1998,

caratteristiche relative all'anno di esecuzione delle misure e riprodotte in fase di simulazione (la certificazione è relativa alla data 01/01/1988).

Il set di sei PIDIE disponibili ha consentito di effettuare 11 combinazioni in modo da avere un intervallo di massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$ variabile da 0.04 a 0.6 grammi.

Le Tabelle 3.6 e 3.7 riportano, invece, la composizione isotopica percentuale e le rese di fissione spontanea e (α, n) delle BCMN in data 20/06/1998, caratteristiche relative all'anno di esecuzione delle misure e riprodotte in fase di simulazione (la certificazione è relativa alla data 20/06/1986).

Tabella 3.4: Composizione isotopica percentuale delle PIDIE al 01/01/1998.

	^{238}Pu	^{239}Pu	^{240}Pu	^{241}Pu	^{242}Pu	^{241}Am
PIDIE2	0.0208	89.4997	10.1095	0.2757	0.0942	0.4316
PIDIE3	0.0437	84.9155	14.1903	0.6164	0.2340	1.0020
PIDIE4	0.1007	78.2881	19.8967	1.1438	0.5707	2.2687
PIDIE5	0.1226	76.5089	21.3763	1.2842	0.7081	2.5278
PIDIE6	0.8776	67.7735	24.3860	3.3291	3.6340	5.6958
PIDIE7	1.1949	63.6353	26.2548	4.1127	4.8023	6.0638

Tabella 3.5: Resa di fissione spontanea e (α, n) delle PIDIE al 01/01/1998

	Pu (g)	$^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$ (g)	(α, n) (n/s)	S.F. (n/s)
PIDIE2	0.42857	0.04414	27	45
PIDIE3	0.42857	0.06271	36	64
PIDIE4	0.42857	0.08978	56	92
PIDIE5	0.42857	0.09721	61	99
PIDIE6	0.42857	0.13716	139	140
PIDIE7	0.42857	0.15581	161	159

Tabella 3.6: Composizione isotopica percentuale delle BCMN al 20/06/1998.

	²³⁸ Pu	²³⁹ Pu	²⁴⁰ Pu	²⁴¹ Pu	²⁴² Pu	²⁴¹ Am
BCM N61	1.1234	64.5039	26.1855	3.8606	4.3265	4.4632
BCM N70	0.7892	75.1948	18.7458	3.1392	2.1310	3.6176
BCM N84	0.0643	84.7366	14.2610	0.5787	0.3594	0.6640
BCM N93	0.0107	93.5103	6.3138	0.1256	0.0396	0.2005

Tabella 3.7: Resa di fissione spontanea e (α ,n) delle BCMN al 20/06/1998

	Pu (g)	²⁴⁰ Pu _{eff} (g)	(α ,n) (n/s)	S.F. (n/s)
BCM N61	5.668	2.056	1883	2100
BCM N70	5.717	1.390	1476	1420
BCM N84	5.870	0.882	462	900
BCM N93	5.806	0.372	298	380

3.3.2 Matrici inattive di riferimento.

Sono stati utilizzati tre tipi di matrice:

- Aria ($\rho = 0.001288 \text{ g/cm}^3$);
- Neoprene ($\rho = 0.35 \text{ g/cm}^3$);
- Cemento Portland Ordinario (OPC) ($\rho = 2.01 \text{ g/cm}^3$).

Nel caso della matrice aria, la sorgente di neutroni viene posizionata al centro della cavità di rivelazione.

Nel caso delle matrici neoprene e cemento, la sorgente di neutroni viene posizionata all'interno di un fusto (Figura 3.10) avente dimensioni riportate in Tabella 3.8.

Tabella 3.8: Dimensioni (in *cm*) del fusto di contenimento.

Altezza esterna (h_{he})	86.21
Altezza interna (h_{hi})	85.91
Diametro esterno (d_{De})	57.40
Diametro interno (d_{di})	57.10
Volume	220 l

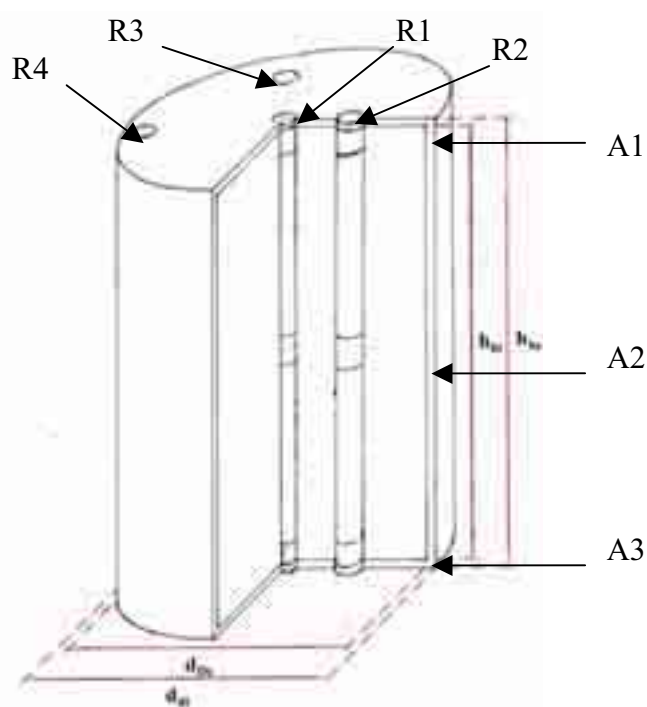


Figura 3.10: Fusto di contenimento di matrici fredde.

Per entrambe le matrici, nei fusti di contenimento sono stati realizzati 4 canali verticali al fine di permettere l'alloggiamento della sorgente in varie posizioni assiali e radiali. La Tabella 3.9 riporta le possibili combinazioni con cui posizionare la sorgente all'interno del contenitore.

Tabella 3.9: Posizioni della sorgente nel fusto di contenimento.

Posizione		Distanza dall'asse (cm)	Posizione angolare (θ gradi)
R1	A1 a 84.81 cm di altezza	0	0
R2		18.8	0
R3		23.5	120
R4		24.5	255
R1	A2 a 44.11 cm di altezza	0	0
R2		18.8	0
R3		23.5	120
R4		24.5	255
R1	A3 a 1.40 cm di altezza	0	0
R2		18.8	0
R3		23.5	120
R4		24.5	255

La composizione della matrice Neoprene, $H_{19}C_{16}Cl$, viene riportata in Tabella 3.10.

Tabella 3.10: Composizione Neoprene.

Elemento	Percentuale in peso (%)
Idrogeno	7.8
Carbonio	77.9
Cloro	14.3

La composizione della matrice cemento, realizzata dalla NUCLECO presso il C. R. ENEA Casaccia di Roma, e le sue caratteristiche sono riportate, rispettivamente, nelle Tabelle 3.10 e 3.11.

Tabella 3.10: Composizione Cemento OPC NUCLECO.

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

Tabella 3.11: Caratteristiche Cemento OPC NUCLECO.

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

BIBLIOGRAFIA

- [1] J. F. Briesmeister, Ed.: "*MCNP – A general purpose Monte Carlo code for neutron and photon transport*", Los Alamos National Lab. – Report LA – 12625 – M. (Nov. 1993).

CAPITOLO 4

CENNI SUL CODICE MCNP.

4.1 INTRODUZIONE.

La procedura di simulazione ideata per la generazione di un treno di impulsi inizia con calcoli di trasporto neutronico eseguiti per mezzo del codice MCNP.

L'MCNP (Monte Carlo Neutron and Photon transport code), sviluppato presso il Laboratorio Nazionale di Los Alamos (New Mexico, USA), è un codice di trasporto per neutroni, fotoni ed elettroni che utilizza il metodo Monte Carlo [1]. Per quanto riguarda il trasporto di particelle neutre, l'MCNP può essere impiegato in uno dei tre modi seguenti: MODE N, solo trasporto neutronico; MODE P, solo trasporto fotonico; MODE N, P, trasporto “combinato” neutroni/fotoni, necessario quando i fotoni sono prodotti da interazioni neutroniche. Il range di energia dei fotoni si estende da 10^{-11} MeV a 20 MeV, mentre il range di energia dei neutroni va da 1 keV fino a 100 MeV.

L'utente crea un file di input che viene successivamente letto dal codice MCNP. Tale file contiene informazioni inerenti al problema che si vuole risolvere quali: caratterizzazione della geometria, descrizione dei materiali, posizione e specificazione della sorgente di neutroni o fotoni, il tipo di risposte o “tallies” desiderato, e tecniche di riduzione della varianza atte ad aumentare l'efficienza del calcolo. La versione del codice MCNP utilizzata per effettuare i calcoli è stata la 4.2.

4.2 IL METODO MONTE CARLO.

Il metodo Monte Carlo può essere usato per simulare un processo statistico (come l'interazione di particelle nucleari con la materia) ed è particolarmente utile per problemi complessi di non agevole soluzione deterministica. I singoli eventi probabilistici che comprendono un processo sono simulati sequenzialmente, e le distribuzioni di probabilità che governano questi eventi sono campionate statisticamente per descrivere il fenomeno totale. La simulazione è effettuata tramite un calcolatore digitale poiché il numero di prove necessario per descrivere adeguatamente il fenomeno è normalmente

molto grande. La tecnica Monte Carlo viene applicata con successo nel campo del trasporto di particelle. Essa consiste nel seguire ciascuna particella proveniente dalla sorgente attraverso tutta la sua vita fino alla “morte” causata da eventi quali assorbimento, fuga, ecc.

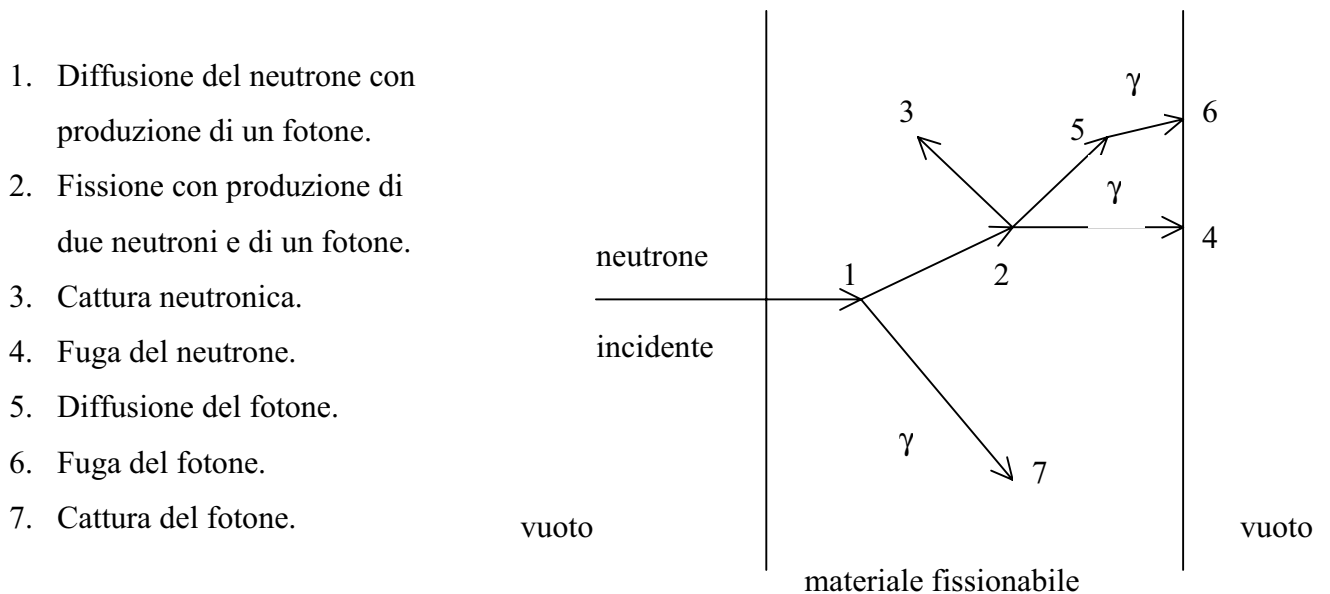


Figura 4.1: Rappresentazione schematica della storia di un neutrone incidente su un materiale fissionabile guidata da eventi random.

Le distribuzioni di probabilità sono casualmente campionate, utilizzando i dati di trasporto disponibili, per determinare gli eventi che guideranno ciascuna fase della vita della particella stessa.

La Figura 4.1 rappresenta la storia di un neutrone incidente su una lastra di materiale che può subire fissione. Una generazione di numeri random consente di determinare quali e dove eventi hanno luogo, tenendo conto di tutte le proprietà fisiche che governano i processi e i materiali interessati.

In questo particolare esempio, una collisione di un neutrone incidente avviene all'evento 1. Il neutrone è diffuso nella direzione mostrata; in tale evento è prodotto anche un fotone, il quale viene temporaneamente immagazzinato per una analisi successiva. All'evento 2 avviene una fissione a cui corrisponde la morte del neutrone incidente e la nascita di due neutroni e un fotone. Un neutrone ed il

fotone vengono immagazzinati per una successiva analisi. Il primo neutrone di fissione è catturato all'evento 3; il neutrone immagazzinato viene ora recuperato e fugge dalla lastra all'evento 4. Il fotone prodotto dalla fissione subisce una collisione all'evento 5 e fugge in corrispondenza dell'evento 6. Il fotone generato all'evento 1 subisce una cattura in corrispondenza dell'evento 7. L'MCNP recupera particelle accumulate in modo tale che l'ultima particella immagazzinata è la prima particella ripresa.

La storia del neutrone è ora completa. Le distribuzioni neutroniche e fotoniche saranno conosciute tanto meglio quante più storie verranno seguite ed esaminate.

I valori cercati vengono forniti dal codice insieme a stime della precisione statistica (incertezza) dei risultati.

4.3 FISICA DI MCNP.

4.3.1 Interazioni neutroniche.

Una collisione fra un neutrone ed un atomo è influenzata dall'agitazione termica dell'atomo, e, in molti casi, gli effetti sulla collisione sono dovuti alla presenza di altri atomi vicini. L'MCNP utilizza generalmente un "trattamento termico" basato su una approssimazione "gas libero" per tener conto dell'agitazione termica. Il codice dispone anche di un sistema $S(\alpha, \beta)$ il quale tiene conto degli effetti di legami chimici e della struttura del cristallo, ma è disponibile solo per un numero limitato di sostanze a temperatura ambiente.

Quando una particella collide con un nucleo si verificano i seguenti fenomeni:

1. il nuclide di collisione viene identificato;
2. la velocità del nucleo di target viene campionata (a meno che non venga usato il trattamento $S(\alpha, \beta)$);
3. fotoni possono essere generati e successivamente trasportati ed analizzati;
4. il neutrone può essere catturato. La cattura è trattata in uno dei due modi: "analog" o "implicit". Nella cattura "analog", la particella è "uccisa" con probabilità σ_a/σ_T , dove σ_a e σ_T sono, rispettivamente, le sezioni d'urto di assorbimento e totale del nuclide di collisione all'energia del neutrone incidente. Nella cattura "implicit", il neutrone non viene mai completamente eliminato, ma il suo peso WGT_n viene ridotto a WGT'_n come segue:

$$WGT'_n = \left(1 - \frac{\sigma_a}{\sigma_T}\right) \times WGT_n.$$

Nel caso delle particelle “uccise” dalla cattura “analog”, l’intera energia e peso della particella vengono depositate nella cella di collisione; nel caso della cattura “implicit”, solo una frazione σ_a/σ_T del peso e della energia della particella incidente sono depositati nella cella di collisione corrispondente a quella parte di particella che è stata catturata. La cattura “implicit” è il metodo di cattura di default usato da MCNP.

5. La particella può subire una diffusione elastica o inelastica, e conseguentemente vengono determinate la nuova energia e direzione delle traiettorie uscenti. La scelta di una collisione elastica è fatta con probabilità:

$$\frac{\sigma_{el}}{\sigma_{in} + \sigma_{el}} = \frac{\sigma_{el}}{\sigma_T - \sigma_a}$$

dove

σ_{el} è la sezione d’urto di diffusione elastica;

σ_{in} è la sezione d’urto di diffusione inelastica;

σ_a è la sezione d’urto di assorbimento;

σ_T è la sezione d’urto totale.

La scelta di una collisione inelastica avviene con probabilità:

$$\frac{\sigma_{in}}{\sigma_T - \sigma_a}$$

4.3.2 Interazioni fotoniche.

L’MCNP, nel caso dei fotoni, utilizza due principali trattamenti:

- “simple physics”, che considera l’assorbimento fotoelettrico analogo alla cattura “implicit”;
- “detailed physics”, che tiene conto dei fotoni di fluorescenza prodotti in seguito all’effetto fotoelettrico. Quest’ultimo trattamento è quello che viene usato come default dal codice.

Simple Physics: tale trattamento è inadeguato per nuclidi aventi alto numero atomico Z o per problemi di penetrazione profonda. I processi fisici considerati sono l'effetto fotoelettrico, la creazione di coppie e la diffusione Compton.

L'effetto fotoelettrico viene trattato come un assorbimento (senza fluorescenza) mediante cattura "implicit" con una corrispondente riduzione nel peso del fotone, WGT; nella produzione di coppie, invece, si suppone che l'energia cinetica della coppia elettrone-positrone prodotta sia depositata sotto forma di energia termica al tempo e nel punto di collisione, con produzione isotropa di un fotone avente energia pari a 0.511 MeV con peso 2WGT. Il fotone da 0.511 MeV viene poi seguito fino alla sua morte. La diffusione Compton avviene su elettroni liberi con probabilità $\frac{\sigma_s}{\sigma_T - \sigma_{pe} - \sigma_{pp}}$.

Detailed Physics: i processi fisici considerati sono, come nel caso precedente, l'effetto fotoelettrico, la creazione di coppie e la diffusione Compton. Le caratteristiche principali di tale trattamento sono:

- l'assorbimento fotoelettrico dà origine ad emissione di fotoni di fluorescenza i quali vengono trasportati, seguiti ed analizzati fino alla loro morte;
- la sezione d'urto di diffusione Compton ("incoherent") viene ridotta da opportuni fattori di forma i quali tengono conto degli effetti di legame degli elettroni; l'effetto di riduzione della sezione d'urto si verifica soprattutto nel caso di diffusione in avanti, per bassi valori di energia del fotone, e per nuclidi ad alto numero atomico Z ;
- nella diffusione Thomson ("coherent"), ignorata nel trattamento precedente, non si ha perdita di energia della particella incidente. La sezione d'urto di diffusione viene ridotta soprattutto nel caso di diffusione all'indietro, per alti valori di energia del fotone, e per nuclidi a basso numero atomico Z .

4.4 GEOMETRIA DI MCNP.

L'unità fondamentale della descrizione geometrica nel codice MCNP è la cella: una arbitraria configurazione tridimensionale di materiali definiti dall'utente viene

generalmente suddivisa in celle geometriche limitate da superfici in un sistema coordinate cartesiane. Le celle sono definite tramite l'intersezione, l'unione e il complemento di regioni limitate da superfici.

L'MCNP usa 26 tipi diversi di superfici definite da equazioni di primo, secondo e quarto grado; tali superfici sono separate in sette classi: quattro piani, cinque sfere, sei cilindri, sei coni di uno o due falde, quadratiche il cui asse è parallelo ad un asse coordinato, quadratiche il cui asse non è parallelo ad un asse coordinato, e un toro ellittico con un asse parallelo ad un asse coordinato. Tutte le superfici sono definite specificando i coefficienti appropriati dell'equazione o, in alcuni casi, fornendo punti noti sulla superficie stessa.

Utilizzando le specificazioni di celle, l'MCNP segue le particelle attraverso la geometria. Il codice riconosce tutte le superfici limitanti una cella, calcola l'intersezione di una traiettoria di un percorso con ciascuna superficie limitante e trova la minima distanza positiva ad un percorso. Se la distanza alla prossima collisione è più grande di tale minima distanza, la particella lascia la cella corrente; MCNP trova la cella corretta in cui la particella entrerà controllando il senso del punto di intersezione per ciascuna superficie elencata per la cella. L'MCNP ha, dunque, trovato la cella corretta sull'altro lato e il trasporto continua.

4.5 SPECIFICAZIONE DELLA SORGENTE.

L'MCNP dispone di quattro tipi standard di geometrie di sorgente: puntiforme, superficie sferica, distribuzione uniforme in una cella di volume e piana. La sorgente puntiforme e quella di volume a distribuzione uniforme sono isotrope, la sorgente a superficie sferica è una distribuzione cosinusoidale, mentre la sorgente piana è monodirezionale. Sono disponibili, inoltre, varie distribuzioni standard di energia e tempo i cui coefficienti possono essere specificati. Queste includono funzioni analitiche per gli spettri di energia di fissione e fusione come ad esempio gli spettri di Watt, di Maxwell o di Gauss o la distribuzione di Gauss per il tempo. Distribuzioni di probabilità indipendenti possono essere specificate per variabili di sorgente quali: energia, tempo, posizione e

direzione, e per altri parametri come le celle o le superfici da cui partono le particelle.

Una subroutine SOURCE è inclusa nel codice MCNP la quale permette all'utente di creare una sorgente non standard.

4.6 CALCOLI DI CRITICITA'.

Il codice MCNP permette di calcolare gli autovalori k_{eff} della equazione del trasporto neutronico e le vite medie di rimozione sia per sistemi sottocritici sia per quelli sopracritici, e gli associati errori relativi. Il calcolo di k_{eff} viene eseguito stimando il numero medio di neutroni di fissione prodotti in una generazione per neutrone di fissione iniziale. Una generazione è la vita di un neutrone dalla nascita, nell'evento di fissione, fino alla morte per fuga, cattura o altri simili fenomeni. Poiché neutroni di fissione vengono uccisi in ciascuna generazione per fornire la sorgente per la generazione successiva, una singola storia può essere continuata e seguita di generazione in generazione. La fissione viene considerata come una cattura "implicit" o "analog".

4.7 TALLY.

Le "tally cards" vengono impiegate per specificare quale tipo di informazione l'utente vuole ottenere dai calcoli Monte Carlo. Sei tipi di tally per neutroni, sei per fotoni e cinque per elettroni sono disponibili in MCNP come tallies standard; tutti tali tipi di tallies sono normalizzati per particella sorgente. Nella tabella seguente vengono riportati i vari tipi di tally e la loro descrizione.

1:E	ata su una superficie
2:E	su una superficie
4:E	su una cella
F5a:E	nto o "ring detector"
F6:E	nergia mediata su una cella
	nergia di fissione mediata su una cella

I tallies fondamentali possono essere modificati, utilizzando opportuni parametri, per ottenere grandezze diverse da quelle precedentemente citate che possono interessare l'utente. Tallies segmentati possono essere realizzati in una cella o su una superficie impiegando superfici addizionali che non fanno parte della geometria del problema. E' possibile anche effettuare somme di tallies su celle e superfici. Nel caso in cui il tally desiderato non sia disponibile come un tally standard MCNP, l'utente può definire il tally richiesto mediante una subroutine TALLYX che fornisca le grandezze desiderate.

4.8 STIMA DEGLI ERRORI MONTE CARLO.

Ciascun tally è stimato mediante la $\bar{x} = \sum_i \frac{x_i}{n}$ dove x_i è il tally della i-esima storia,

mentre n è il numero totale di storie. L'errore relativo stimato (RE) di \bar{x} è pari a:

$$RE = \frac{s_{\bar{x}}}{\bar{x}} = \sqrt{\frac{\sum x_i^2}{(\sum x_i)^2} - \frac{1}{n}}$$

dove x_i e x_i^2 vengono calcolati alla fine di ciascuna storia per tener conto del fatto che i vari contributi ad un tally dalla stessa storia sono correlati. L'errore relativo è stampato per ciascun tally dal codice MCNP. L'esperienza ha mostrato che vengono generati intervalli di confidenza attendibili quando l'errore relativo RE è minore di 0.10.

Poiché RE^2 è proporzionale a $1/n$ e il tempo T utilizzato dal computer per risolvere il problema è proporzionale ad n, una "Figura di Merito" (FOM) per un tally viene definita come segue:

$$FOM = \frac{1}{(RE^2) \times T}.$$

Con tale definizione, tallies più efficienti saranno caratterizzati da una FOM più grande. La "Figura di Merito" è, dunque, utile per confrontare efficienze del problema quando vengono utilizzate diverse tecniche di riduzione della varianza.

La FOM dovrebbe essere approssimativamente una costante per ciascun tally in un problema e costituisce anche un buon indicatore di attendibilità del risultato di tally desiderato. Inoltre, la FOM può essere impiegata per stimare la quantità di tempo di calcolo T richiesto per raggiungere un valore desiderato per l'errore relativo RE [2].

4.9 TECNICHE DI RIDUZIONE DELLA VARIANZA.

Una grande quantità di tempo “macchina” può essere sprecata per seguire eventi non importanti o statisticamente non significativi per raggiungere il risultato desiderato. E' importante, dunque, concentrare, in qualche modo, l'attenzione sugli aspetti importanti di un dato problema senza sprecare tempo sugli eventi non significativi. Le tecniche di riduzione della varianza riducono, appunto, la varianza (il quadrato della deviazione standard) mantenendo invariato il tempo di calcolo T necessario per risolvere un determinato problema. Il codice MCNP è ricco in tecniche di riduzione della varianza. Queste sono strumenti di calcolo che rendono possibile all'utente del codice migliorare il campionamento degli eventi statistici nelle regioni di interesse e, al tempo stesso, ridurre gli sforzi realizzati per seguire eventi non importanti in regioni di non interesse.

Alla base dei metodi di riduzione della varianza c'è il concetto di peso della particella. Per simulare il trasporto di un grande numero di particelle fisiche non è necessario seguirle tutte; piuttosto, è necessario seguire un campione statisticamente significativo di storie di una particella. A ciascuna storia è assegnato un peso che rappresenta il numero di particelle fisiche considerate. In un determinato momento del cammino (“random walk”) della particella, essa sarà divisa (“split”) in N tracce purché il peso sia diviso per N . Alternativamente, essa può essere uccisa con probabilità $1/N$ (“Russian Roulette”) purché il peso delle particelle che sopravvivono sia moltiplicato per N . Tutte le tecniche di riduzione della varianza operano inserendo un grande numero di particelle di basso peso in regioni di interesse e un piccolo numero di particelle di alto peso in regioni non importanti dello spazio. I principali metodi di riduzione della varianza disponibili in MCNP vengono di seguito descritti.

“Geometric splitting e roulette”: la geometria è divisa in un certo numero di regioni geometriche, o celle, a ciascuna delle quali è assegnata, dall’utente del codice, una importanza di cella. Nel metodo “geometric splitting”, le particelle che entrano in una cella di più alta importanza vengono divise in più tracce aventi minor peso, mentre particelle che attraversano una regione di più bassa importanza subiscono “Russian Roulette”, ossia parte di esse vengono eliminate, ma quelle che sopravvivono sono caratterizzate da un peso più alto.

“Weight cutoff”: un peso minimo viene specificato in ogni regione geometrica al di sotto del quale le particelle subiscono “Russian Roulette”. Tale tecnica evita la perdita di tempo nel seguire particelle di basso peso e, dunque, non significative.

“Implicit capture e analog capture”: quando una particella collide con un nucleo, c’è una probabilità che essa venga catturata dal nucleo. In “analog capture” la particella viene uccisa con quella probabilità. In “implicit capture” la particella non viene mai eliminata per cattura: il suo peso, invece, è ridotto dalla probabilità di cattura a ciascuna collisione.

“Exponential transform”: per trasportare particelle attraverso lunghe distanze, la distanza fra le collisioni nella direzione preferenziale è artificialmente aumentata mentre il peso viene corrispondentemente artificialmente diminuito. Poiché ciò conduce spesso a grandi fluttuazioni di peso, è preferibile utilizzare tale tecnica insieme ad un altro metodo di riduzione della varianza, “weight window”, il quale agisce nel senso di tenere i pesi delle particelle in una determinata finestra di energia o posizione geometrica.

Esistono molti altri metodi di riduzione della varianza, oltre a quelli esposti, tutti egualmente validi. Il loro corretto uso può aumentare l’efficienza del calcolo e decrescere il tempo macchina. Le tecniche di riduzione della varianza rendono possibile la risoluzione di difficili problemi con il metodo Monte Carlo.

4.10 LIBRERIE DI DATI NUCLEARI IMPIEGATE NEL CODICE MCNP.

Il codice MCNP è dotato di librerie entro cui sono contenuti i dati nucleari necessari per simulare il trasporto di particelle neutroniche, fotoniche o elettroniche attraverso qualsiasi materiale.

Esistono cinque classi fondamentali di librerie di dati disponibili nel codice MCNP:

- 1. Librerie di dati relativi a reazioni di interazioni neutroniche caratterizzate da uno spettro di energia continuo.**
- 2. Librerie di dati relativi a reazioni di interazioni neutroniche caratterizzate da uno spettro di energia discreto.**
- 3. Librerie di dati relativi a reazioni di interazioni fotoniche.**
- 4. Librerie di dati relativi a reazioni di interazioni neutroni – fotoni (MODE N P, quando fotoni sono prodotti da interazioni neutroniche).**
- 5. Librerie di dati relativi a reazioni di interazioni di elettroni.**

Nei problemi di neutroni, una libreria di dati relativa a reazioni di interazioni neutroniche è richiesta per ciascun isotopo o elemento presente nel problema simulato.

I dati contenuti in tali librerie comprendono sezioni d’urto, informazioni sulle distribuzioni angolari di neutroni diffusi, Q-valore di ciascuna reazione, informazioni (numero medio di neutroni per fissione) per isotopi fissionabili, ecc.

Un gruppo di dati nucleari viene, generalmente, valutato analizzando le sezioni d’urto misurate sperimentalmente e combinando i risultati ottenuti con i valori generati da calcoli basati su modelli nucleari nel tentativo di estrarre le più accurate informazioni di sezioni d’urto.

Le sorgenti principali di dati relativi a reazioni di interazioni neutroniche e utilizzate nel codice MCNP sono la ENDF/B, Evaluated Nuclear Data File, la ENDL, Evaluated Nuclear Data Library e la AWRE, Atomic Weapons Research Establishment.

Le librerie di dati relativi a reazioni di interazioni di fotoni contengono informazioni riguardanti sezioni d’urto (effetto fotoelettrico, effetto Compton, creazione di coppie), come nel caso dei neutroni. In esse sono contenuti anche i fattori di forma che riducono le sezioni d’urto di diffusione Compton (“incoherent”) e le sezioni d’urto di diffusione Thomson (“coherent”) nel caso venga impiegato il modello “Detailed Physics”. Tale libreria è basata su dati ENDF/B per energie dei fotoni $1\text{ keV} - 100\text{ MeV}$.

Le librerie di dati relativi a reazioni di interazioni di elettroni sono, infine, richieste sia per problemi in cui vengono trasportati solo elettroni sia per problemi in cui elettroni si producano da interazioni fotoniche o viceversa.

La libreria necessaria per effettuare la simulazione di interesse è specificata, nell'input, nella "Mn: Material Card", ove si riporta la definizione dei materiali utilizzati nel problema. Tale definizione viene esplicitata nella forma: ZZZAAA.nnX, dove ZZZ è il numero atomico, AAA è la massa atomica, nn è il numero identificativo della libreria e X è la classe dei dati (C per neutroni caratterizzati da spettro di energia continua, D per neutroni caratterizzati da spettro di energie discrete, P per fotoni ed E per elettroni).

BIBLIOGRAFIA

[1] J. F. Briesmeister, Ed.: *"MCNP – A general purpose Monte Carlo code for neutron and photon transport"*, Los Alamos National Lab. – Report LA – 12625 – M. (Nov. 1993).

[2] R. A. Forster, T. N. K. Godfrey: *"MCNP – A general purpose Monte Carlo code for neutron and photon transport"* – Proceedings of the Joint Los Alamos National Laboratory – Commissariat à l'Energie Atomique Meeting, Cadarache Castle, Francia, Aprile 22 – 26, 1985.

CAPITOLO 5

SIMULAZIONI MCNP.

5.1 INTRODUZIONE

Affinché il codice MCNP possa effettuare i calcoli e le simulazioni di interesse, è necessario fornire ad esso un file di input [1], contenente tutte le informazioni relative al problema da simulare, che viene letto dal codice stesso.

Nel caso in esame è stata simulata la testa di rivelazione neutronica disponibile presso l'Impianto Plutonio del C. R. ENEA Casaccia di Roma. In particolare, sono stati messi a punto due tipi di input, diversi per la distribuzione di sorgente impiegata ed entrambi finalizzati alla stima dell'efficienza di rivelazione e della vita media del neutrone all'interno del sistema di rivelazione + matrice:

1. Simulazione della testa di misura contenente, nella sample cavity, una sorgente di neutroni puntiforme;
2. Simulazione della testa di misura contenente, nella sample cavity, una sorgente di neutroni uniformemente distribuita all'interno del volume del contenitore.

Nel primo caso, sono state effettuate simulazioni di sorgente puntiforme in aria, in matrice di neoprene, posta in quattro diverse posizioni all'interno del contenitore, e in matrice di cemento, posta in dieci diverse posizioni all'interno del contenitore.

Nel secondo caso, è stata effettuata la simulazione di un waste package cementizio tipo MAGNOX.

5.2 DESCRIZIONE DEI FILE DI INPUT.

In Appendice D è riportato, come esempio, il file di input relativo alla simulazione di un waste package cementizio con sorgente di neutroni uniformemente distribuita all'interno del contenitore. Di seguito viene effettuata una descrizione dei file di input elencati precedentemente.

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.

5.2.1 Definizione delle celle.

La testa di rivelazione neutronica è stata suddivisa in 240 celle.

Le celle da 1 a 90 rappresentano i dieci banchi di contatori proporzionali ad ^3He 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, 72, 81, 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 D, 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.

Nelle simulazioni con sorgente puntiforme, il waste package viene sostituito da un fusto contenente una matrice entro cui vengono inserite, nelle varie posizioni, le sorgenti. L'input viene modificato nella seguente maniera:

```

260 7 -2.0084431 801 -812 -840 (821 822 823 824) IMP:N=1 $MATRIX
2601 8 -5.3 -821 8211 801 -812 IMP:N=1 $STEEL CARROT
2602 6 -2.702 -8211 8212 801 -812 IMP:N=1 $AL CARROT
2603 6 -2.702 -8212 801 -8010 IMP:N=1 $AL DISK UNDER SOURCE
2604 5 -0.001288 -8212 8010 -8011 #2605 IMP:N=1 $AIR GAP INSIDE SOURCE
2605 3 -7.85 8010 -8011 -831 IMP:N=1 $STEEL SOURCE IN R1A3
2606 6 -2.702 8011 -8012 -8212 IMP:N=1 $AL DISK ABOVE SOURCE
2607 7 -2.0084431 8012 -8013 -8212 IMP:N=1 $CARROT 1 IN R1
2613 6 -2.702 -8212 8013 -8014 IMP:N=1 $AL DISK UNDER SOURCE
2614 5 -0.001288 -8212 8014 -8015 #2615 IMP:N=1 $AIR GAP INSIDE SOURCE
2615 3 -7.85 8014 -8015 -831 IMP:N=1 $STEEL SOURCE IN R1A2
2616 6 -2.702 8015 -8016 -8212 IMP:N=1 $AL DISK ABOVE SOURCE
2617 7 -2.0084431 8016 -8017 -8212 IMP:N=1 $CARROT 2 IN R1
2623 6 -2.702 -8212 8017 -8018 IMP:N=1 $AL DISK UNDER SOURCE
2624 5 -0.001288 -8212 8018 -8019 #2625 IMP:N=1 $AIR GAP INSIDE SOURCE
2625 3 -7.85 8018 -8019 -831 IMP:N=1 $STEEL SOURCE IN R1A1
2626 6 -2.702 8019 -812 -8212 IMP:N=1 $AL DISK ABOVE SOURCE
2701 8 -5.3 -822 8221 801 -812 IMP:N=1 $STEEL CARROT R2
2702 6 -2.702 -8221 8222 801 -812 IMP:N=1 $AL CARROT R2
2703 6 -2.702 -8222 801 -8010 IMP:N=1 $AL DISK UNDER SOURCE

```

```

2704 5 -0.001288 -8222 8010 -8011 #2705 IMP:N=1 $AIR GAP INSIDE SOURCE
2705 3 -7.85 8010 -8011 -832 IMP:N=1 $STEEL SOURCE IN R2A3
2706 6 -2.702 8011 -8012 -8222 IMP:N=1 $AL DISK ABOVE SOURCE
2707 7 -2.0084431 8012 -8013 -8222 IMP:N=1 $CARROT 1 IN R2
2713 6 -2.702 -8222 8013 -8014 IMP:N=1 $AL DISK UNDER SOURCE
2714 5 -0.001288 -8222 8014 -8015 #2715 IMP:N=1 $AIR GAP INSIDE SOURCE
2715 3 -7.85 8014 -8015 -832 IMP:N=1 $STEEL SOURCE IN R2A2
2716 6 -2.702 8015 -8016 -8222 IMP:N=1 $AL DISK ABOVE SOURCE
2717 7 -2.0084431 8016 -8017 -8222 IMP:N=1 $CARROT 2 IN R2
2723 6 -2.702 -8222 8017 -8018 IMP:N=1 $AL DISK UNDER SOURCE
2724 5 -0.001288 -8222 8018 -8019 #2725 IMP:N=1 $AIR GAP INSIDE SOURCE
2725 3 -7.85 8018 -8019 -832 IMP:N=1 $STEEL SOURCE IN R2A1
2726 6 -2.702 8019 -812 -8222 IMP:N=1 $AL DISK ABOVE SOURCE
2801 8 -5.3 -823 8231 801 -812 IMP:N=1 $STEEL CARROT R3
2802 6 -2.702 -8231 8232 801 -812 IMP:N=1 $AL CARROT R3
2803 6 -2.702 -8232 801 -8010 IMP:N=1 $AL DISK UNDER SOURCE
2804 5 -0.001288 -8232 8010 -8011 #2805 IMP:N=1 $AIR GAP INSIDE SOURCE
2805 3 -7.85 8010 -8011 -833 IMP:N=1 $STEEL SOURCE IN R3A3
2806 6 -2.702 8011 -8012 -8232 IMP:N=1 $AL DISK ABOVE SOURCE
2807 7 -2.0084431 8012 -8013 -8232 IMP:N=1 $CARROT 1 IN R3
2813 6 -2.702 -8232 8013 -8014 IMP:N=1 $AL DISK UNDER SOURCE
2814 5 -0.001288 -8232 8014 -8015 #2815 IMP:N=1 $AIR GAP INSIDE SOURCE
2815 3 -7.85 8014 -8015 -833 IMP:N=1 $STEEL SOURCE IN R3A2
2816 6 -2.702 8015 -8016 -8232 IMP:N=1 $AL DISK ABOVE SOURCE
2817 7 -2.0084431 8016 -8017 -8232 IMP:N=1 $CARROT 2 IN R3
2823 6 -2.702 -8232 8017 -8018 IMP:N=1 $AL DISK UNDER SOURCE
2824 5 -0.001288 -8232 8018 -8019 #2825 IMP:N=1 $AIR GAP INSIDE SOURCE
2825 3 -7.85 8018 -8019 -833 IMP:N=1 $STEEL SOURCE IN R3A1
2826 6 -2.702 8019 -812 -8232 IMP:N=1 $AL DISK ABOVE SOURCE
2901 8 -5.3 -824 8241 801 -812 IMP:N=1 $STEEL CARROT R4
2902 6 -2.702 -8241 8242 801 -812 IMP:N=1 $AL CARROT R4
2903 6 -2.702 -8242 801 -8010 IMP:N=1 $AL DISK UNDER SOURCE
2904 5 -0.001288 -8242 8010 -8011 #2905 IMP:N=1 $AIR GAP INSIDE SOURCE
2905 3 -7.85 8010 -8011 -834 IMP:N=1 $STEEL SOURCE IN R4A3
2906 6 -2.702 8011 -8012 -8242 IMP:N=1 $AL DISK ABOVE SOURCE
2907 7 -2.0084431 8012 -8013 -8242 IMP:N=1 $CARROT 1 IN R4
2913 6 -2.702 -8242 8013 -8014 IMP:N=1 $AL DISK UNDER SOURCE
2914 5 -0.001288 -8242 8014 -8015 #2915 IMP:N=1 $AIR GAP INSIDE SOURCE
2915 3 -7.85 8014 -8015 -834 IMP:N=1 $STEEL SOURCE IN R4A2
2916 6 -2.702 8015 -8016 -8242 IMP:N=1 $AL DISK ABOVE SOURCE
2917 7 -2.0084431 8016 -8017 -8242 IMP:N=1 $CARROT 2 IN R4
2923 6 -2.702 -8242 8017 -8018 IMP:N=1 $AL DISK UNDER SOURCE
2924 5 -0.001288 -8242 8018 -8019 #2925 IMP:N=1 $AIR GAP INSIDE SOURCE
2925 3 -7.85 8018 -8019 -834 IMP:N=1 $STEEL SOURCE IN R4A3
2926 6 -2.702 8019 -812 -8242 IMP:N=1 $AL DISK ABOVE SOURCE
305 8 -5.3 812 -813 -840 IMP:N=1 $STOP DRUM STEEL
306 8 -5.3 707 -801 -840 IMP:N=1 $BOTTOM DRUM STEEL
307 8 -5.3 707 -813 840 -841 IMP:N=1 $STEEL SURROUNDING DRUM

```

La cella 260 rappresenta la matrice (aria, neoprene o cemento) entro cui viene inserita la sorgente, mentre le celle da 2601 a 2926 riproducono la geometria delle sorgenti PIDIE o BCMN. Le celle 305, 306, 307 definiscono il contenitore di acciaio della matrice.

5.2.2 Definizione delle superfici.

Come sistema di riferimento si è scelta una terna di assi cartesiani XYZ avente l'origine in corrispondenza del centro della 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.

Nelle simulazioni con sorgente puntiforme sono state inserite le seguenti ulteriori superfici:

```
C      SURFACES FOR DRUM
801  PZ 1.5          $ BOTTOM SURFACE MATRIX
8010 PZ 1.9          $ TOP SURFACE AL DISK 1
8011 PZ 4            $ TOP SURFACE AIR
8012 PZ 4.2          $ TOP SURFACE AL ABOVE SOURCE 2
8013 PZ 40.7         $ TOP CONCRETE CARROT 1
8014 PZ 40.9         $ TOP SURFACE AL DISK 3
8015 PZ 43           $ TOP SURFACE AIR GAP
8016 PZ 43.2         $ TOP SURFACE AL DISK 4
8017 PZ 79.7         $ TOP CONCRETE CARROT 2
8018 PZ 79.9         $ TOP SURFACE AL DISK 5
8019 PZ 82           $ TOP SURFACE AIR GAP
812  PZ 82.2         $ TOP SURFACE MATRIX
813  PZ 82.35        $ TOP SURFACE DRUM
821  CZ 2.65         $ CILINDRO R1 ESTERNO ACCIAIO
8211 CZ 2.45         $ CILINDRO R1 INTERNO ACCIAIO
8212 CZ 2.05         $ CILINDRO R1 INTERNO ALLUMINIO
822  C/Z -13.2936 13.2936 2.65 $ CILINDRO R2 EST ACCIAIO
8221 C/Z -13.2936 13.2936 2.45 $ CILINDRO R2 INT ACCIAIO
8222 C/Z -13.2936 13.2936 2.05 $ CILINDRO R2 INT ALLUMINIO
823  C/Z -6.08225 -22.699 2.65 $ CILINDRO R3 EST ACCIAIO
8231 C/Z -6.08225 -22.699 2.45 $ CILINDRO R3 INT ACCIAIO
8232 C/Z -6.08225 -22.699 2.05 $ CILINDRO R3 INT ALLUMINIO
824  C/Z 21.2176 12.25 2.65    $ CILINDRO R4 EST ACCIAIO
8241 C/Z 21.2176 12.25 2.45    $ CILINDRO R4 INT ACCIAIO
8242 C/Z 21.2176 12.25 2.05    $ CILINDRO R4 INT ALLUMINIO
831  CZ 0.75         $ CILINDRO R1 SOURCE
832  C/Z -13.2936 13.2936 0.75 $ CILINDRO R2 SOURCE
833  C/Z -6.08225 -22.699 0.75 $ CILINDRO R3 SOURCE
```

834	C/Z	21.2176	12.25	0.75	\$ CILINDRO R4 SOURCE
840	CZ	28.55			\$ CILINDRO MATRICE
841	CZ	28.7			\$ CILINDRO ESTERNO DEL DRUM

Esse sono necessarie per delimitare la geometria delle sorgenti e gli alloggiamenti nei canali verticali realizzati nella matrice per posizionarle in varie disposizioni assiali e verticali.

5.2.3 Definizione della sorgente.

Nel caso di rifiuti radioattivi, la sorgente di neutroni è distribuita uniformemente in volume entro la cella che costituisce il waste package. 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 28.4 *cm* (variabile di sorgente RAD con distribuzione D2);
- ha il centro sull'asse Z 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 Z, dal punto mediano dell'altezza del waste package (variabile POS) è campionata uniformemente con la variabile EXT.

Le energie delle particelle di sorgente sono campionate, per tener conto della probabilità di fissione spontanea, con lo spettro di fissione di Watt (variabile di sorgente ERG con distribuzione D1):

$$p(E) = C \exp\left(-\frac{E}{a}\right) \sinh(bE)^{1/2}$$

dove

$$a = 0.799 \text{ MeV};$$

$$b = 4.903 \text{ MeV}^{-1};$$

parametri relativi allo spettro di fissione spontanea del ²⁴⁰Pu.

Nel caso di simulazioni con sorgente puntiforme (PIDIE o BCMN) inserite in aria, neoprene o cemento, la definizione di sorgente diventa la seguente:

```

SDEF CEL D2 POS FCEL D3 ERG D1
SP1  -3 0.799 4.903
SI2   L 2625 2615 2605 2725 2715 2705 2825 2815 2805 2925 2915 2905
SP2   D 0 1 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0
DS3   L 0 0 80.95 0 0 41.95 0 0 2.95          $ SOURCE IN POS R1A1-R1A2
-13.2936 13.2936 80.95 -13.2936 13.2936 41.95 $ SOURCE IN POS R2A1-
R2A2
-13.2936 13.2936 2.95          $ SOURCE IN POS R2A3
-6.08225 -22.699 80.95 -6.08255 -22.699 41.95 $ SOURCE IN POS R3A1-
R3A2
-6.08225 -22.699 2.95          $ SOURCE IN POS R3A3
21.2176 12.25 80.95 21.2176 12.25 41.95 $ SOURCE IN POS R4A1-R4A2
21.2176 12.25 2.95          $ SOURCE IN POS R4A3
CUT:N 1E+34 0 0 0

```

La sorgente di neutroni è puntiforme; la sua posizione, all'interno del contenitore, viene simulata inserendo sulla card SI le celle che definiscono la sorgente e sulla card SP le relative probabilità di emissione neutronica. Sulla card DS sono specificate le posizioni, nei canali verticali praticati nel fusto, entro cui è possibile posizionare la sorgente.

5.2.4 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 ^3He , 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: miscela cementata di residui radioattivi proveniente dal ritrattamento del combustibile nucleare irraggiato. Nelle simulazioni con sorgente puntiforme situata nella cavità di rivelazione, tale materiale sarà sostituito con aria, neoprene o cemento.

5.2.5 Tally.

In uscita sono state richieste due informazioni: l'efficienza di rivelazione e la probabilità di rivelazione di un neutrone in funzione del tempo trascorso dalla sua emissione.

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 ^3He , contenuti nel volume attivo dei rivelatori, per unità di volume e per unità di tempo.

Per ottenere la probabilità di rivelazione di un neutrone si è utilizzato lo stesso tipo di tally (F4) con la stessa carta di moltiplicazione (FM4). Il tally è stato segmentato in 1000 intervalli temporali (da 0 a 2000 μs , con passo 0.2 μs : carte TM4 e T4) ottenendo un istogramma che fornisce la probabilità di rivelazione dei neutroni in funzione del tempo trascorso dalla loro emissione.

Il numero di storie scelto ($18 \cdot 10^6$) è il risultato dell'ottimizzazione fra errore ottenuto nella simulazione e tempo impiegato per eseguirla.

BIBLIOGRAFIA

- [1] J. F. Briesmeister, Ed.: "*MCNP – A general purpose Monte Carlo code for neutron and photon transport*", Los Alamos National Lab. – Report LA – 12625 – M. (Nov. 1993).

CAPITOLO 6

LA GENERAZIONE DEL TRENO DI IMPULSI.

6.1 INTRODUZIONE.

La procedura di simulazione del treno di impulsi è basata sull'ipotesi che sia gli eventi che generano neutroni primari (fissioni spontanee e reazioni (α , n)) sia gli eventi che generano neutroni secondari (fissioni indotte) siano distribuiti temporalmente secondo una distribuzione di Poisson.

Tale ipotesi fornisce la base teorica per la valutazione della funzione di densità dei ritardi di tempo fra eventi che generano neutroni. Una procedura di campionamento casuale (random sampling) da tale funzione di densità consente di ottenere la generazione del “treno di eventi” di neutroni [1].

Per ottenere un treno di impulsi dal “treno di eventi” è necessario tenere conto di quanto tempo i neutroni spendono per la moderazione e lo “scattering” nel sistema di rivelazione, al fine di considerare l'appropriata molteplicità neutronica relativa a fissioni spontanee o indotte.

Ciò viene effettuato per mezzo del codice MCNP [2], che permette la valutazione della funzione di densità del ritardo di tempo fra la generazione di un neutrone e la sua rivelazione. Un'ulteriore procedura di campionamento casuale (random) eseguita su quest'ultima funzione di densità consente di generare il treno di impulsi sommando la “data di nascita” dell'evento che ha generato il neutrone con la “vita” che esso ha trascorso entro il “well counter”.

Una volta che il treno di impulsi simulato è stato accumulato nella memoria di massa del computer, esso può essere analizzato con le stesse tecniche di correlazione temporale adottate per le misure sperimentali.

6.2 CONSIDERAZIONI PRELIMINARI SUI TRENI DI IMPULSI.

In accordo alla corrente letteratura sul soggetto [3], il termine “treno di impulsi di neutroni termici” può identificare sia la raccolta di eventi di tempi di rivelazione sia la raccolta degli intervalli di tempo fra gli eventi stessi. Nel presente lavoro è stata adottata la prima definizione, ma considerazioni sviluppate sono direttamente applicabili anche per l'ultima definizione.

I treni di impulsi trattati sono quelli che si originano da sorgenti di neutroni alloggiate entro la cavità di rivelazione del well counter. Tali sorgenti di neutroni possono essere sia puntiformi sia uniformemente distribuite entro il volume di una matrice (rifiuti radioattivi condizionati). Le sorgenti puntiformi possono, a loro volta, essere poste in aria, entro la sample cavity, semplicemente sostenute da un supporto di tipo meccanico, o possono essere alloggiate in una matrice inattiva. Il termine “sample” sarà utilizzato per indicare l’unione di nuclidi che emettono neutroni e i materiali strutturali.

I neutroni rivelati possono essere prodotti da fissioni spontanee, fissioni indotte, da reazioni (α, n) o da eventi esterni di fondo. Gli eventi di rivelazione sono dovuti alla frazione di neutroni generati che subiscono moderazione e scattering nel blocco di polietilene del “well counter” e sono infine assorbiti (con reazioni di tipo (n, p)) nei rivelatori per neutroni termici dello stesso “well counter”.

Ciascun evento di rivelazione di un neutrone, registrato su un asse temporale, di un treno di impulsi ha una storia dipendente dalla data della sua generazione e dalla “vita” trascorsa nel “well counter”. L’intero treno di impulsi dipende da come gli eventi che generano neutroni sono distribuiti nel tempo e da come la probabilità di rivelazione dei neutroni è distribuita nel tempo.

Gli eventi che generano neutroni sono i seguenti:

- *Fissione spontanea: evento distribuito temporalmente secondo la distribuzione di Poisson, con molteplicità neutronica v_{ij} :* Ogni decadimento radioattivo di fissione spontanea è in grado di generare, con probabilità $P(v_{ij})$, v_{ij} neutroni, con $v_{ij} = 0, 1, 2, \dots, v_i$, dove v_i dipende da quale nuclide è coinvolto. Nel dominio del tempo l’evento è guidato dalla costante di decadimento λ_{SF}^i dell’i-esimo nuclide.
- *Reazione (α, n): evento distribuito temporalmente secondo la distribuzione di Poisson, con molteplicità neutronica singola:* Ogni decadimento radioattivo α è in grado di indurre una reazione (α, n) con probabilità $p_{(\alpha, n)}^i$. Nel dominio del tempo l’evento è guidato dalla costante di decadimento λ_{α}^i dell’i-esimo nuclide.
- *Fissione indotta:* è un evento che può avvenire a qualsiasi stadio della vita media di un neutrone, sia quando il neutrone sta rallentando per collisioni nel

campione, sia dopo che il neutrone è entrato nel blocco di polietilene ed è stato riflesso indietro nel campione. Questo ultimo evento viene comunemente evitato mediante un liner di Cadmio intorno alla cavità di rivelazione, che ha la funzione di prevenire eventuali riflessioni di neutroni termici. Esaminando tale situazione nel tempo, il ritardo fra la generazione di un neutrone e il suo assorbimento per fissione indotta è abbastanza piccolo, anche con una significativa termalizzazione nel campione (circa $1 \mu s$). Come conseguenza, facendo l'ipotesi che l'errore commesso non è significativo, la fissione indotta può essere considerato come un fenomeno istantaneo, con generazione del neutrone per fissione spontanea o per reazione (α, n). Tale processo può, quindi, essere considerato come guidato dalle costanti di decadimento λ_{α}^i e λ_{SF}^i , relative ai suddetti processi. E' bene sottolineare che la relativa importanza dei neutroni da fissione indotta nel treno di impulsi è direttamente correlata alla quantità di materiale fissile presente nel campione. In altre parole, il fenomeno di fissione indotta assume importanza rilevante nell'ambito di applicazioni di Salvaguardia, dove le quantità di materiale fissile coinvolta sono elevate (fino a kg), mentre è trascurabile nell'ambito della gestione di rifiuti radioattivi, dove le quantità di materiale fissile coinvolte sono piccole e disperse nel campione.

- *Effetti di fondo:* Se il fondo naturale fosse caratterizzato da neutroni distribuiti temporalmente secondo una distribuzione di Poisson, esso non dovrebbe perturbare in modo significativo le tecniche di correlazione temporale: neutroni di fondo possono essere discriminati dai neutroni di fissione nello stesso modo di quelli da reazione (α, n). Quando l'importanza relativa di neutroni da reazioni indotte da particelle di alta energia da radiazione cosmica (ad esempio reazioni di spallazione da nuclei medio/pesanti) non è trascurabile, i multipletti di neutroni risultanti possono causare significative deviazioni dal comportamento Poissoniano. In quest'ultimo caso, neutroni di spallazione possono indurre significative perturbazioni nei metodi di correlazione temporale, in particolare in quei metodi basati su alte molteplicità neutroniche. Considerando che l'importanza relativa dei neutroni di spallazione può variare fortemente da luogo a luogo, grazie a diverse condizioni ambientali, fino ad ora il contributo

del fondo non è stato incluso nella procedura di simulazione del treno di impulsi.

- *Tempo di raccolta della carica:* Il tempo che intercorre fra la reazione (n,p) e la raccolta della carica elettrica nei tubi di ^3He (generalmente non più grande di 2 μs) è considerato come un tempo fissato, che scompare quando si considera la distribuzione degli intervalli di tempo fra ritardi consecutivi. Dunque, il tempo di raccolta della carica non sarà più considerato.

Sinteticamente, supponendo di essere in presenza di n nuclidi con N_i nuclei per ciascun nuclide, ricordando che la somma di K variabili indipendenti Poissoniane con parametro p_k ($k = 1, 2, \dots, K$) è una variabile Poissoniana con parametro $p_1 + p_2 + \dots + p_k$, è possibile considerare il totale rateo ρ degli eventi di generazione di neutroni come una variabile Poissoniana $\rho = \sum_i p_{(\alpha,n)}^i \lambda_{\alpha}^i N_i + \sum_i \lambda_{SF}^i N_i$, con parametro $\sum_i [p_{(\alpha,n)}^i \lambda_{\alpha}^i + \lambda_{SF}^i]$.

6.3 METODOLOGIA DI SIMULAZIONE DEI TRENI DI IMPULSI.

Sapendo come gli eventi suddetti sono distribuiti nel tempo e al fine di ottenere la generazione di un treno di impulsi, ne segue che il passo successivo è accertarsi che la funzione densità di probabilità abbia un evento di generazione di un neutrone entro l'intervallo di tempo infinitesimale $d\theta$ associato ad un ritardo θ dall'evento precedente. Data la natura Poissoniana degli eventi che generano neutroni, precedentemente esaminati, una tale funzione di densità viene ad essere direttamente riconosciuta come il seguente esponenziale:

$$[\rho_{(\alpha,n)} + \rho_{sf}] \exp - [(\rho_{(\alpha,n)} + \rho_{sf})\theta]$$

dove:

$\rho_{(\alpha,n)}$ = rateo di reazione (α,n);

ρ_{sf} = rateo di reazione di fissione spontanea;

θ = intervallo di tempo fra due eventi consecutivi che generano neutroni.

Come sottolineato precedentemente, i ratei di reazione $\rho_{(\alpha,n)}$ e ρ_{sf} dipendono dalle costanti di decadimento λ_{sf}^i e λ_{α}^i degli n nuclidi presenti nel campione, dalla probabilità di indurre reazione (α,n) , $p_{(\alpha,n)}^i$, e dal numero N_i di nuclei dell' i -esimo nuclide. In formule:

$$\rho_{(\alpha,n)} = \sum_i p_{(\alpha,n)}^i \lambda_{\alpha}^i N_i \quad \text{e} \quad \rho_{sf} = \sum_i \lambda_{sf}^i N_i .$$

Per campioni ben caratterizzati, come ossidi di U/Pu, la probabilità $p_{(\alpha,n)}^i$ è ben nota (generalmente è data in termini di resa neutronica); altrimenti, essa deve essere calcolata con appropriati modelli.

Una procedura di campionamento casuale dalla suddetta funzione di densità fornisce un valore θ_z , che è il ritardo dell'evento z rispetto all'evento precedente $z-1$. L'iterazione della procedura genera una successione di ritardi fra eventi consecutivi. Riferendo gli eventi ad un sistema di riferimento fissato e scegliendo un origine t_0 per il tempo t , possiamo determinare la sequenza temporale degli eventi; lo z -esimo evento che genera un neutrone avviene al tempo $t_z = t_0 + \sum_{w=1, \dots, z} \theta_w$.

La possibilità di generare treni di impulsi in termini di θ e non di t (accettando l'ultima definizione di treno di impulsi data in [3]), è ottenuta semplicemente evitando di applicare fissati sistemi di riferimento temporali.

L'evento generato al tempo t_z può essere una fissione spontanea o una reazione (α,n) . Le probabilità associate ai due eventi sono, rispettivamente,

$$\frac{\rho_{(\alpha,n)}}{(\rho_{(\alpha,n)} + \rho_{sf})} \quad \text{per la reazione } (\alpha,n)$$

$$\frac{\rho_{sf}}{(\rho_{(\alpha,n)} + \rho_{sf})} \quad \text{per la reazione di fissione spontanea.}$$

La conoscenza dei valori di tali probabilità permette di determinare quale evento può avvenire per mezzo di una semplice procedura di campionamento casuale da una distribuzione uniforme $(0, 1)$.

Se l'evento è una fissione spontanea, è necessario tenere conto del numero dei neutroni generati ν_i . Una rigorosa procedura dovrebbe tenere conto di ogni nuclide

che si fissiona spontaneamente presente nel campione, ma come generalmente avviene nelle tecniche di correlazione temporale quando si ha a che fare con sistemi di sorgenti di Plutonio, il solo $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$ può essere considerato, cosicché le probabilità di molteplicità neutronica $P(\nu_{ij})$ possono essere riferite a quelle del ^{240}Pu . La conoscenza della $P(\nu_{240ij})$, indicata nel seguito come $P(\nu_j)$, consente la determinazione della molteplicità neutronica mediante procedure di campionamento casuale da distribuzioni uniformi. Una volta noto il numero di neutroni emessi, è necessario tenere conto di tutte le possibili storie che possono avvenire.

Per simulare il treno di impulsi sono importanti solo neutroni che sono rivelati o che inducono fissione. Noti i valori dell'efficienza di rivelazione e della probabilità di fissione indotta, è possibile determinare sia il numero ν_j^{if} dei neutroni che inducono fissione (in tal caso è necessario tenere conto della molteplicità dei neutroni emessi e ripetere l'intera procedura compiuta per le fissioni spontanee) sia il numero ν_j^d dei neutroni rivelati.

Quando l'evento che genera il neutrone è una reazione (α, n) , le considerazioni precedenti rimangono ancora valide pur di scegliere la molteplicità neutronica pari all'unità.

A questo punto della simulazione, le “date di nascita” dei neutroni che saranno rivelati nel well counter sono note. Per sapere quando genereranno un impulso, si deve tener conto della loro vita nel well counter. Ciò richiede lo studio del trasporto del neutrone sia nel campione che nel well counter stesso.

Un tale studio è compiuto per mezzo del codice MCNP. I calcoli MCNP permettono di determinare la funzione densità di probabilità di rivelare un neutrone dopo il tempo τ dalla sua emissione. Nota la funzione di densità, procedure di campionamento casuale forniscono il tempo τ_w che il neutrone ha speso nel well counter prima della sua rivelazione. A questo punto, per avere una “data” nel treno di impulsi, basta sommare τ_w alla “data” di evento precedentemente determinata θ_w .

Per ottenere l'intero treno di impulsi in accordo alla precisione statistica desiderata, si itera N volte la procedura ($w = 1, 2, \dots, N-1, N$).

L'intera procedura è codificata in un software in linguaggio C++, riportato in Appendice E, con circa 400 linee di programma ed un rateo di generazione di impulsi simulato pari a circa $1.4 \cdot 10^3 \text{ s}^{-1}$ per un computer Pentium 120MHz.

6.4 TRASPORTO DEL NEUTRONE NEL CAMPIONE E NEL WELL COUNTER.

Il trasporto dei neutroni nel campione e nel well counter è compiuto per mezzo del codice MCNP. Come già detto nel capitolo 5, la procedura richiede, in input, una accurata descrizione della geometria e dei materiali che compongono il well counter e lo stesso campione. In output, il codice fornisce una stima numerica della funzione di densità $p(\tau)$ della probabilità $p(\tau)d\tau$ di rivelare il neutrone nell'intervallo $(\tau, \tau+d\tau)$, dove con τ si intende l'intervallo di tempo fra la generazione del neutrone e la sua rivelazione in uno dei rivelatori alloggiati nel polietilene del well counter. Inoltre, la conoscenza della funzione di densità permette il calcolo della totale efficienza di rivelazione e del tempo di decadimento dei neutroni rivelati.

E' bene notare che, in questa fase di simulazione, si tiene conto soltanto di tutte le possibili storie di un neutrone nel sistema di rivelazione, sia che esso provenga da un evento di fissione spontanea sia che provenga da una reazione (α, n) . In altre parole, per quanto riguarda la distribuzione in energia dei neutroni di sorgente, vengono presi in considerazione solamente neutroni provenienti da eventi di fissione spontanea, accettando l'ipotesi che considera la distribuzione energetica dei neutroni da reazione (α, n) sovrapposta alla distribuzione relativa ai neutroni di fissione spontanea. In termini di totale efficienza di rivelazione e di tempo di decadimento, l'output di questa fase del calcolo rappresenta la "firma" della testa di rivelazione.

La simulazione calcola la probabilità che neutroni emessi dalla sorgente subiscano reazioni (n, p) con i nuclei di ^3He contenuti nel volume attivo dei tubi ad ^3He del well counter. Il rateo di reazioni (n, p) per unità di volume è calcolato dal tally F4 (flusso di particelle per unità di volume di cella) in unione con la carta di moltiplicazione FM4 (vedi capitolo 5) [1]. Utilizzando le carte TM4 e T4, il tally è

segmentato in M intervalli di tempo, consentendo, così, il calcolo della probabilità di rivelazione in funzione del tempo trascorso dalla emissione del neutrone.

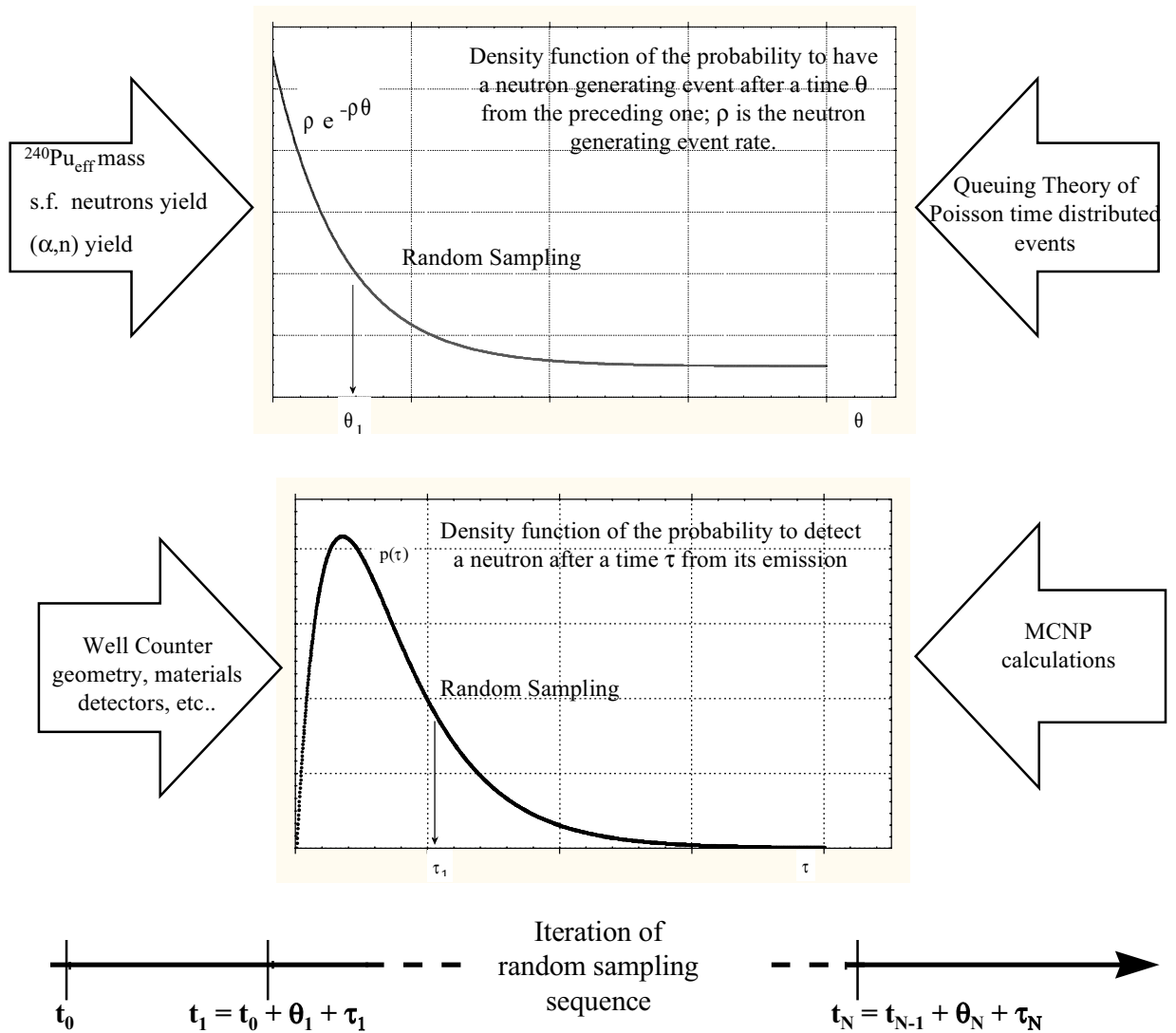
L'output è un istogramma di M barre di area $p(\tau_\nu)\tau_\nu$. La corretta scelta di M dovrebbe essere effettuata assegnando un valore più piccolo dell'unità al rapporto

$$\sum_{\nu} M p(\tau_\nu) \tau_\nu / \int_0^{\infty} p(\tau) d\tau .$$

In pratica, dal momento che la funzione di densità $p(\tau)$ è

incognita, M viene determinato empiricamente mediante una serie di run preliminari al fine di identificare un valore di soglia τ_t tale che $p(\tau_\nu > \tau_t)$ è circa uguale al valore della sua incertezza. Le incertezze per ciascun valore di $p(\tau_\nu)$ sono fornite direttamente dal codice MCNP. Per teste di rivelazione, dotate di liner di Cadmio, con larghezza della barra uguale a $0.2 \mu s$, l'istogramma rappresenta una buona approssimazione della funzione di densità quando il numero delle barre è circa 2000 – 3000. Una volta stabilito l'adeguato valore di M, la somma di tutte le probabilità $p(\tau_\nu)$ (per $\nu = 1, 2, \dots, M-1, M$) dà una buona stima della totale efficienza di rivelazione e del well counter. La stima analitica della funzione di densità $p(\tau)$ può essere ottenuta per interpolazione degli M valori $p(\tau_\nu)$ con adatte relazioni analitiche.

Lo schema totale di simulazione è riportato in Figura 6.1.



Synoptic view of the simulation logic. For graphic simplification, only Poissonian processes with neutron multiplicity of 1 are considered; detection efficiency is 100%, and dead time is not considered.

Figura 6.1: Schema di simulazione per la generazione del treno di impulsi.

6.5 RISULTATI PER I CASI STUDIATI.

I valori dell'efficienza di rivelazione e della vita media del neutrone nel sistema matrice + testa di rivelazione, per le matrici e le configurazioni di sorgente esaminati [4], ottenuti con il codice MCNP sono riportati nella Tabella 6.1.

Tabella 6.1: Probabilità di rivelazione, ϵ , e vita media del neutrone, τ , ottenuti con calcoli MCNP per diverse matrici e configurazioni di sorgente.

Matrice	Sorgente	Rivelatore	ϵ (%)	τ (μs)
Aria	Puntiforme	Sì liner Cd	16.9	68.0
Aria	Puntiforme	No liner Cd	20.6	151.5
Cemento	Puntiforme	Sì liner Cd	0.6	69.9
Cemento	Puntiforme	No liner Cd	1.2	347.0
Radwaste	Volume	Sì liner Cd	6.6	73.0
Radwaste	Volume	No liner Cd	9.7	202.7

Nelle simulazioni con sorgente puntiforme, la sorgente è situata al centro della sample cavity o al centro del contenitore della matrice. Sono state, inoltre, effettuate simulazioni con la testa di rivelazione priva del liner di Cadmio interno: ciò al fine di verificare il miglioramento dell'efficienza di rivelazione con la rimozione di tale liner di Cadmio interno, cosa che sperimentalmente sarebbe difficoltosa per ragioni costruttive.

La distribuzione $\epsilon(t)$ esprime la probabilità di rivelare un neutrone al tempo t dopo la sua nascita a $t=0$; è, generalmente, accettato che $\epsilon(t)$, per un sistema di rivelazione con liner di Cd, decresce seguendo, con buona approssimazione, un esponenziale singolo con costante di tempo corrispondente al modo di decadimento fondamentale del sistema moderatore – rivelatore.

Generalizzando questo modello, è stata compiuta l'interpretazione numerica delle distribuzioni di tempo simulate, nel range $0 - 2000 \mu s$, sulla base di una combinazione lineare di funzioni esponenziali decrescenti:

$$\epsilon(t) = \left(1 - e^{-\frac{t}{t_0}}\right) \times \sum_i \frac{\epsilon_i}{t_i} \times e^{-\frac{t}{t_i}}$$

essendo il fattore $\left(1 - e^{-\frac{t}{t_0}}\right)$ introdotto per tener conto della veloce salita iniziale della distribuzione.

Procedure standard di best-fit hanno permesso di classificare i risultati come segue:

- Per teste di rivelazione dotate di liner di Cadmio:

$$\varepsilon_{si-Cd}(t) = \left(1 - e^{-\frac{t}{t_0}}\right) \times \left(\frac{\varepsilon_1}{t_1} \times e^{-\frac{t}{t_1}} + \frac{\varepsilon_2}{t_2} \times e^{-\frac{t}{t_2}}\right)$$

- Per teste di rivelazione prive di liner di Cadmio:

$$\varepsilon_{si-Cd}(t) = \left(1 - e^{-\frac{t}{t_0}}\right) \times \left(\frac{\varepsilon_1}{t_1} \times e^{-\frac{t}{t_1}} + \frac{\varepsilon_2}{t_2} \times e^{-\frac{t}{t_2}} + \frac{\varepsilon_3}{t_3} \times e^{-\frac{t}{t_3}}\right).$$

Nella Tabella 6.2 sono riportate le stime numeriche dei parametri coinvolti per i casi considerati.

Tabella 6.2: Stime numeriche dei parametri ottenuti dalle procedure di best-fit per i casi considerati.

Matrice	Sorgente	Rivelatore	t_0	ε_1	t_1	ε_2	t_2	ε_3	t_3	ε_{tot}	τ_{tot}
Aria	Puntiforme	Si Cd	0.11	0.8	10.3	16.1	70.1	-	-	16.9	68.0
Aria	Puntiforme	No Cd	0.11	1.1	11.7	16.0	75.2	3.5	593	20.6	151.5
Neoprene	Puntiforme	Si Cd	0.17	0.2	11.9	9.5	72.1	-	-	9.6	70.2
Neoprene	Puntiforme	No Cd	0.17	0.3	14.5	8.5	72.5	3.4	279	12.2	132.6
Cemento	Puntiforme	Si Cd	0.14	0.01	10.2	0.6	71.4	-	-	0.6	69.9
Cemento	Puntiforme	No Cd	0.14	0.01	10.8	0.4	61.5	0.8	596	1.2	347
Radwaste	Volume	Si Cd	0.14	0.2	12.4	6.4	72.4	-	-	6.6	73
Radwaste	Volume	No Cd	0.13	0.2	13.7	5.8	72.0	3.7	433	9.7	202.7

($t_0, t_1, t_2, t_3, \tau_{tot}$ are given in μs , $\varepsilon_1, \varepsilon_2, \varepsilon_3, \varepsilon_{tot}$ are in %)

Come esempio, la Figura 6.2 mostra le distribuzioni del tempo di vita ottenute dal codice MCNP con le rispettive componenti identificate dalle procedure di best-fit, per un waste package con sorgente uniformemente distribuita all'interno del volume del contenitore.

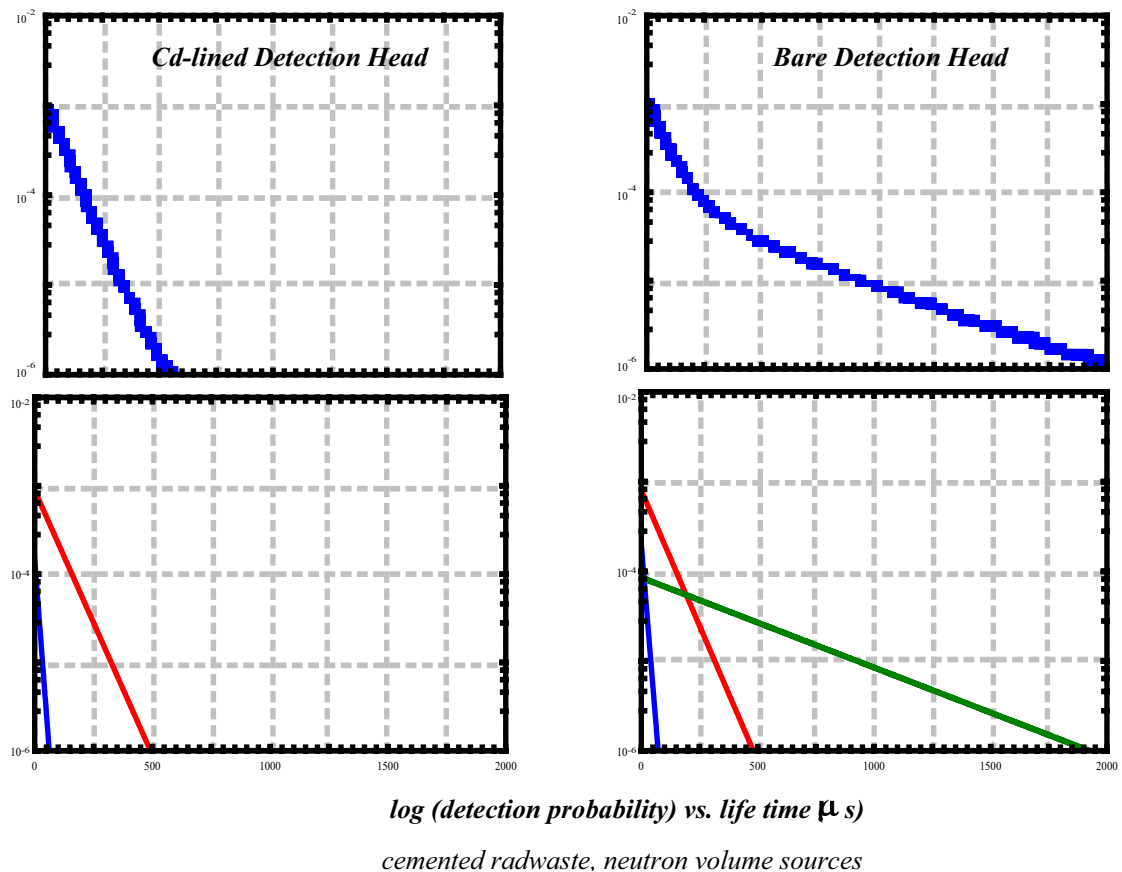


Figura 6.2: Distribuzioni del tempo di vita del neutrone
ottenute da calcoli MCNP con le rispettive componenti di best-fit.

Concentrando l'attenzione sulle diverse proprietà di rivelazione delle teste di misura con e senza liner di cadmio, si può dire che neutroni che entrano nella testa di rivelazione possono essere divisi in due gruppi dipendentemente dalla loro energia: neutroni che stanno entrando nella testa di rivelazione come neutroni veloci (neutroni epiCd) e neutroni che stanno entrando nella testa di rivelazione come neutroni termici. Per una testa di misura dotata di liner di Cd, solo un gruppo (neutroni epiCd) può essere rivelato, mentre per una testa di misura priva di liner entrambi i gruppi possono essere rivelati.

E' possibile effettuare le seguenti considerazioni:

- i parametri (ϵ_1, t_1) , (ϵ_2, t_2) , relativi alla rivelazione di neutroni epiCd, sono approssimativamente costanti per tutti i casi considerati; inoltre, (ϵ_2, t_2)

rappresenta la componente predominante, in accordo al modello, comunemente accettato, di decadimento a singolo esponenziale;

- i parametri (ϵ_3 , t_3) caratterizzano la rivelazione dei neutroni termici, essendo t_3 fortemente dipendente dalle proprietà moderanti della matrice.

E' importante, comunque, sottolineare che la simulazione del treno di impulsi è compiuta considerando gli M valori numerici $p(\tau_\nu)$ ottenuti dal codice MCNP, e non la loro espressione interpolata. Il fine principale della procedura di interpolazione è dare una sintetica descrizione delle caratteristiche del trasporto neutronico nel well counter; in altre parole, mostrare, con l'adozione di un'unica espressione analitica, quali sono i valori di ϵ e di τ e il comportamento analitico del decadimento neutronico.

BIBLIOGRAFIA

- [1] A. Dodaro, F. V. Frazzoli, R. Remetti: *“Passive Neutron Assay of Plutonium Materials: Monte Carlo Procedures to Simulate Generation of Neutron Pulse Train and the application of the Neutron Coincidence Counting Method”*, Nuclear Science and Engineering, 130, 141-152, 1998.

- [2] J. F. Briesmeister, Ed.: *“MCNP – A general purpose Monte Carlo code for neutron and photon transport”*, Los Alamos National Lab. – Report LA – 12625 – M. (Nov. 1993).

- [3] N. Ensslin: *“Principles of Neutron Coincidence Counting”* in Passive Non-Destructive Assay of Nuclear Materials, NUREG/CR-5550, LA-UR-90732.

- [4] F. Bruno, N. Cherubini, A. Dodaro, F. V. Frazzoli, R. Remetti, C. Vicini: *“Passive Neutron Assay of Radwaste Packages: Neutron Detection Probability and mean Life Time. Remarks Based on Monte Carlo Simulations”*, ESARDA Proceedings 1997, pp. 549-553.

CAPITOLO 7

CONFRONTO FRA RISULTATI SIMULATI E SPERIMENTALI.

7.1 INTRODUZIONE.

L'obiettivo della ricerca è stato la messa a punto e la validazione di una procedura di simulazione del treno di impulsi proveniente da rifiuti radioattivi cementati al fine di valutare la quantità di materiale fissile presente in essi.

La validazione di una procedura di simulazione può essere effettuata se i dati da essa forniti possono essere posti a confronto con dati ottenuti da misure sperimentali eseguite nelle medesime condizioni di simulazione: il confronto fra risultati sperimentali e simulati consente di stabilire l'applicabilità o meno della procedura.

Tale validazione è stata, dunque, ottenuta come risultato finale del confronto di un grande numero di dati, in termini di massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$, dall'analisi di treni di impulsi sperimentali e simulati, analisi eseguita con le tecniche di correlazione temporale NCC, NMC e Rossi- α .

Nei capitoli precedenti è stata illustrata la procedura di simulazione in tutte le sue fasi ed è stato descritto il dispositivo di misura utilizzato per le misure sperimentali e riprodotto in simulazione.

Nel presente capitolo verranno esaminati i risultati ottenuti dall'analisi, eseguita con le tecniche NCC, NMC e Rossi- α , dei treni di impulsi sperimentali e simulati per le seguenti configurazioni matrice – sorgenti puntiforme:

<i>Matrice</i>	<i>Posizione della sorgente puntiforme</i>	<i>Caratteristiche della sorgente puntiforme</i>	<i>Numero di configurazioni</i>
Aria	centrata	set di 6 campioni di PuO_2 (set A) per 11 combinazioni di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$ nel range 0.04 - 0.6 g	11

segue

Neoprene	centrata	3 campioni del set A	3
Neoprene	4 posizioni radiali nel piano di mezzeria	1 campione del set A	4
Cemento	centrata	set di 4 campioni di PuO_2 (set B) nel range 0.3 -2 g di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$	4
Cemento	diverse posizioni radiali in vari piani	1 campione del set B	10

Per ciascuna configurazione sono stati generati 4 / 6 treni di impulsi indipendenti, ciascuno costituito da 10^6 eventi, al fine di ottenere una buona statistica dei risultati [1] [2]. In totale, i treni di impulsi simulati realizzati e analizzati sono stati in numero di 146, così come i treni di impulsi sperimentali analizzati.

7.2 RISULTATI NEUTRON COINCIDENCE COUNTING.

La tecnica di correlazione temporale NCC può essere utilizzata se il sistema di misura è stato preventivamente calibrato con sorgenti neutroniche dalle caratteristiche note (vedi capitolo 2), al fine di determinare l'efficienza di rivelazione del sistema "matrice + testa di rivelazione", ϵ , e il die away time, τ . Sia le misure sperimentali sia le misure di simulazione sono state eseguite adottando la stessa sorgente di calibrazione, specificata di volta in volta.

Le caratteristiche di misura adottate sono riportate nella tabella seguente:

<i>Predelay</i>	<i>4 μs</i>
<i>Gate</i>	<i>128 μs</i>
<i>Delay</i>	<i>1000 μs</i>

7.2.1 Matrice Aria.

Nelle misure, sperimentali e simulate, effettuate con la matrice aria, la sorgente di neutroni viene posizionata al centro della sample cavity.

La sorgente di calibrazione adottata per le misure in aria è stata la PIDIE 7 avente massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$ pari a 0.15581 g. La Tabella 7.1 riporta i risultati della calibrazione del sistema “matrice + testa di rivelazione” in condizioni di simulazione e in condizioni sperimentali; nella stessa tabella vengono riportati i valori di efficienza e di die away time ottenuti mediante calcoli Monte Carlo.

Tabella 7.1: Risultati di calibrazione, simulati e sperimentali, del sistema “matrice + testa di rivelazione”, per la matrice ARIA.

Massa: 0.15581 g	Calibrazione	
	ε (%)	τ (μs)
Reale	17.439 ± 0.00039	68.82 ± 0.59
Simulazioni	16.749 ± 0.00047	67.95 ± 0.32
Calcoli MCNP	16.924 ± 0.00025	67.97 ± 0.11

E' bene notare che i risultati ottenuti per ε e τ , seguendo la procedura data nel capitolo 2, sono molto vicini a quelli ottenuti da calcoli Monte Carlo.

Effettuata la calibrazione, è possibile eseguire le misure vere e proprie. Le sorgenti utilizzate in fase sperimentale e riprodotte in fase di simulazione sono il set PIDIE descritto nel capitolo 3: le sei sorgenti sono state combinate in 11 diverse maniere al fine di ampliare il range di masse a disposizione. Le caratteristiche delle 11 combinazioni di campioni realizzate sono elencate nella Tabella 7.2.

Tabella 7.2: Caratteristiche dei campioni di Plutonio.

<i>PIDIE</i>	<i>Pu (g)</i>	<i>²⁴⁰Pu_{eff} (g)</i>	<i>(αn) (n/s)</i>	<i>SF (n/s)</i>
<i>2</i>	<i>0.42857</i>	<i>0.04414</i>	<i>27</i>	<i>45</i>
<i>3</i>	<i>0.42857</i>	<i>0.06271</i>	<i>36</i>	<i>64</i>
<i>4</i>	<i>0.42857</i>	<i>0.08978</i>	<i>56</i>	<i>92</i>
<i>5</i>	<i>0.42857</i>	<i>0.09721</i>	<i>61</i>	<i>99</i>
<i>6</i>	<i>0.42857</i>	<i>0.13716</i>	<i>139</i>	<i>140</i>
<i>3, 7</i>	<i>0.85714</i>	<i>0.21851</i>	<i>197</i>	<i>223</i>
<i>6, 7</i>	<i>0.85714</i>	<i>0.29297</i>	<i>300</i>	<i>299</i>
<i>5, 6, 7</i>	<i>1.28571</i>	<i>0.39017</i>	<i>361</i>	<i>398</i>
<i>4, 5, 6, 7</i>	<i>1.71428</i>	<i>0.47996</i>	<i>417</i>	<i>490</i>
<i>2, 3, 4, 5, 6, 7</i>	<i>2.57142</i>	<i>0.58681</i>	<i>480</i>	<i>599</i>

I risultati, in termini di massa di ²⁴⁰Pu_{eff}, dell'analisi NCC dei treni di impulsi simulati e sperimentali in aria sono riassunti nella Tabella 7.3, risultati ottenuti come media dei valori derivanti dall'analisi di 44 treni per la fase di simulazione, e 43 treni per la fase sperimentale.

Tabella 7.3: Risultati delle analisi NCC in ARIA.

<i>Massa di ²⁴⁰Pu_{eff} (g) – Matrice ARIA</i>		
	<i>Media del campione & Errore standard della media</i>	
<i>Massa di riferimento</i>	<i>Simulato</i>	<i>Reale</i>
<i>0.04414</i>	<i>0.04453 ± 0.00012</i>	<i>0.05301 ± 0.00017</i>
<i>0.06271</i>	<i>0.06297 ± 0.00013</i>	<i>0.06820 ± 0.00058</i>
<i>0.08978</i>	<i>0.09003 ± 0.00019</i>	<i>0.09043 ± 0.00052</i>

segue

<i>0.09721</i>	<i>0.09766 ± 0.00007</i>	<i>0.09793 ± 0.00079</i>
<i>0.13716</i>	<i>0.13808 ± 0.00033</i>	<i>0.13410 ± 0.00210</i>
<i>0.21851</i>	<i>0.22043 ± 0.00059</i>	<i>0.21371 ± 0.00054</i>
<i>0.29297</i>	<i>0.29550 ± 0.00100</i>	<i>0.28559 ± 0.00079</i>
<i>0.39017</i>	<i>0.39280 ± 0.00160</i>	<i>0.35890 ± 0.00490</i>
<i>0.47996</i>	<i>0.47940 ± 0.00120</i>	<i>0.44180 ± 0.00210</i>
<i>0.58681</i>	<i>0.59210 ± 0.00150</i>	<i>0.55330 ± 0.00140</i>

Dall'esame dei dati riportati in tabella, è possibile verificare che l'accordo fra dati simulati e valori sperimentali è abbastanza buono.

7.2.2 Matrice Neoprene.

Nelle misure, sperimentali e simulate, effettuate con la matrice neoprene, la sorgente di neutroni viene posizionata al centro del fusto di contenimento (pos. R1A2) e in altre 3 posizioni radiali (pos. R2A2, R3A2, R4A2, vedi capitolo 3) in corrispondenza del piano di mezzeria del fusto di contenimento.

La sorgente di calibrazione adottata per tutte le misure in neoprene è stata la PIDIE 7 avente massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$ pari a 0.15581 g, posta al centro del fusto. La Tabella 7.4 riporta i risultati della calibrazione del sistema “matrice + testa di rivelazione” in condizioni di simulazione e in condizioni sperimentali, e i valori di efficienza e di die away time ottenuti mediante calcoli Monte Carlo.

Tabella 7.4: Risultati di calibrazione, simulati e sperimentali, del sistema “matrice + testa di rivelazione”, per la matrice NEOPRENE.

Massa: 0.15581 g	Calibrazione	
	ϵ (%)	τ (μs)
Reale	10.877 ± 0.00038	70.90 ± 1.10
Simulazioni	9.636 ± 0.00011	71.71 ± 0.38
Calcoli MCNP	9.641 ± 0.00010	70.25 ± 0.15

Le sorgenti utilizzate per le misure in neoprene con sorgente puntiforme posta al centro del fusto sono state le PIDIE 6 e 7, mentre per le misure con sorgente di neutroni posta nelle altre posizioni radiali è stata impiegata la PIDIE 7.

I risultati, in termini di massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$, dell’analisi NCC dei treni di impulsi simulati e sperimentali in neoprene con sorgente posta al centro del fusto sono riassunti nella Tabella 7.5, risultati ottenuti come media dei valori derivanti dall’analisi di 24 treni per la fase di simulazione, e 20 treni per la fase sperimentale.

Tabella 7.5: Risultati delle analisi NCC in NEOPRENE, con sorgente posta al centro del fusto di contenimento.

Massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$ (g) – Matrice NEOPRENE		
	Media del campione & Errore standard della media	
Massa di riferimento	Simulato	Reale
0.09721	0.09765 ± 0.00030	0.10560 ± 0.00110
0.13716	0.13772 ± 0.00032	0.13814 ± 0.00049

I risultati, in termini di bias $\frac{\Delta m}{m} = \frac{m_{\text{meas}} - m_{\text{ref}}}{m_{\text{ref}}}$, dell’analisi NCC dei treni di

impulsi simulati e sperimentali in neoprene con sorgente posta nelle altre posizioni radiali, in corrispondenza del piano di mezzeria, sono illustrati nella Figura 7.1.

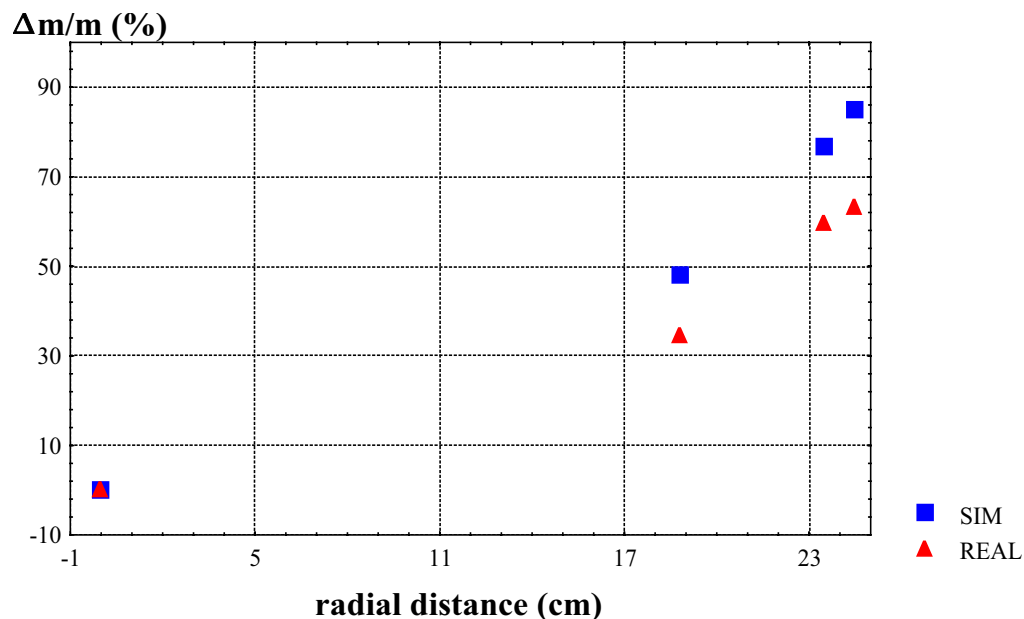


Figura 7.1: Risultati delle analisi NCC in NEOPRENE, con sorgente posta a diverse posizioni radiali, in corrispondenza del piano di mezzeria del fusto.

Anche nel caso della matrice neoprene, per tutte le posizioni di sorgente, l'accordo fra dati simulati e risultati sperimentali è abbastanza buono.

7.2.3 Matrice Cemento.

Nelle misure, sperimentali e simulate, effettuate con la matrice cemento, la sorgente di neutroni viene posizionata al centro del fusto di contenimento (pos. R1A2) e in altre 9 posizioni radiali e assiali (pos. R1A1, R2A1, R4A1, R2A2, R3A2, R4A2, R1A3, R2A3, R4A3, vedi capitolo 3).

La sorgente di calibrazione adottata per tutte le misure in cemento è stata la BCMN61 avente massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$ pari a 2.056528 g, posta al centro del fusto. La Tabella 7.6 riporta i risultati della calibrazione del sistema “matrice + testa di rivelazione” in condizioni di simulazione e in condizioni sperimentali, e i valori di efficienza e di die away time ottenuti mediante calcoli Monte Carlo.

**Tabella 7.6: Risultati di calibrazione, simulati e sperimentali,
del sistema “matrice + testa di rivelazione”, per la matrice CEMENTO.**

Massa: 2.056528 g	Calibrazione	
	ϵ (%)	τ (μs)
Reale	2.83 ± 0.0003	73.28 ± 1.35
Simulazioni	2.89 ± 0.0001	76.64 ± 1.16
Calcoli MCNP	2.83 ± 0.0001	71.37 ± 1.10

Le sorgenti utilizzate per le misure in cemento con sorgente puntiforme posta al centro del fusto sono state le BCMN61, BCMN70, BCMN84, BCMN93 (per le caratteristiche di tali campioni vedi capitolo 3), mentre per le misure con sorgente di neutroni posta nelle altre posizioni assiali e radiali è stata impiegata la BCMN61.

I risultati dell'analisi NCC dei treni di impulsi simulati e sperimentali in cemento con sorgente posta al centro del fusto sono riassunti nella Tabella 7.7, risultati ottenuti come media dei valori derivanti dall'analisi di 78 treni per la fase di simulazione, e 56 treni per la fase sperimentale.

**Tabella 7.7: Risultati delle analisi NCC in CEMENTO,
con sorgente posta al centro del fusto di contenimento.**

Massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$ (g) – Matrice CEMENTO		
	Media del campione & Errore standard della media	
Massa di riferimento	Simulato	Reale
0.372	0.366 ± 0.001	0.726 ± 0.003
0.882	0.866 ± 0.004	1.087 ± 0.016
1.390	1.362 ± 0.008	1.490 ± 0.017

I risultati, in termini di bias $\frac{\Delta m}{m}$, dell'analisi NCC dei treni di impulsi simulati e sperimentali in cemento con sorgente posta nelle altre posizioni radiali e assiali sono illustrati nelle Figure 7.2, 7.3, 7.4.

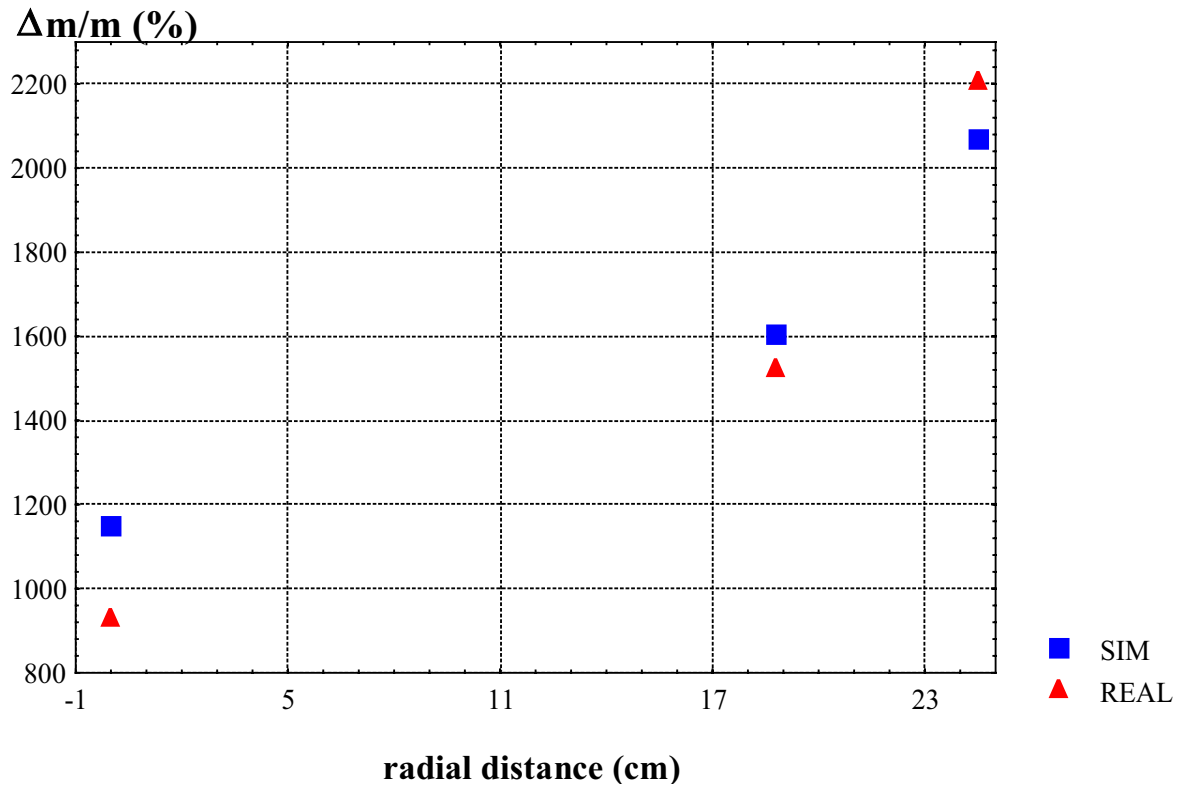


Figura 7.2: Risultati delle analisi NCC in CEMENTO, con sorgente posta a diverse posizioni radiali, in corrispondenza del piano superiore del fusto.

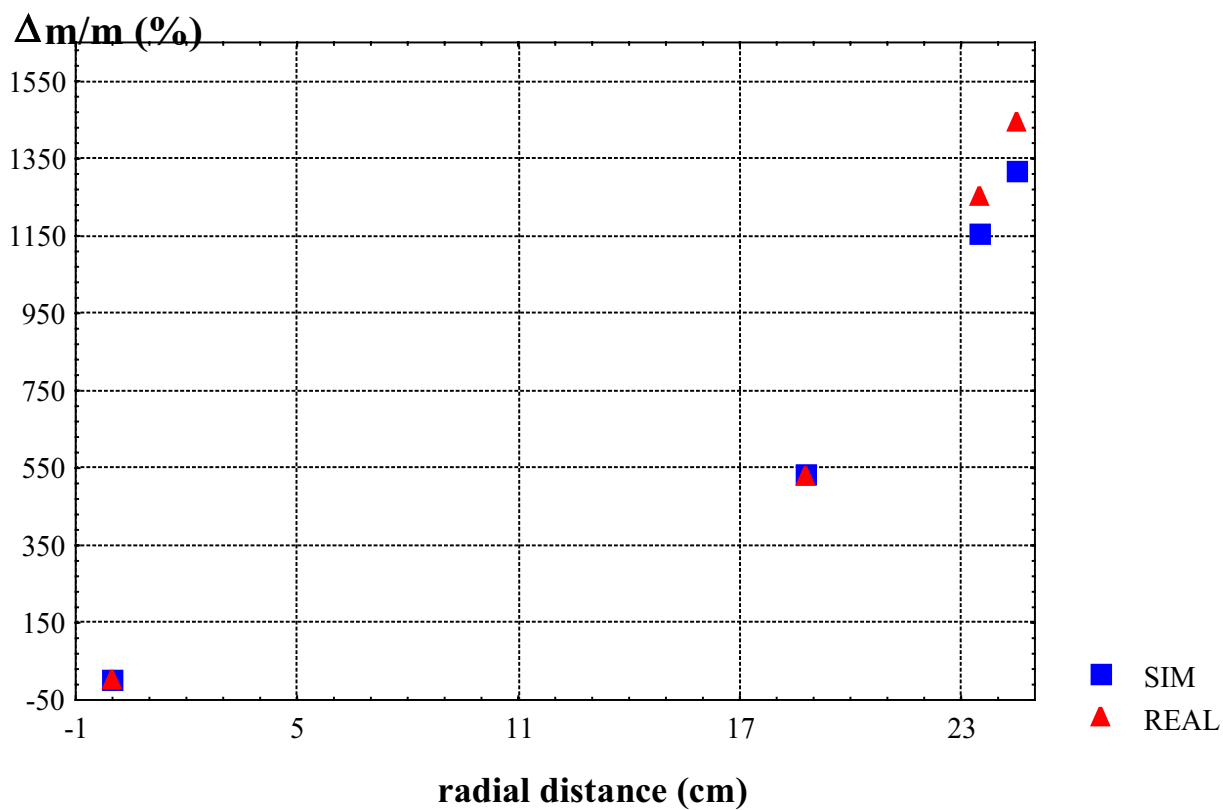


Figura 7.3: Risultati delle analisi NCC in CEMENTO, con sorgente posta a diverse posizioni radiali, in corrispondenza del piano di mezzeria del fusto.

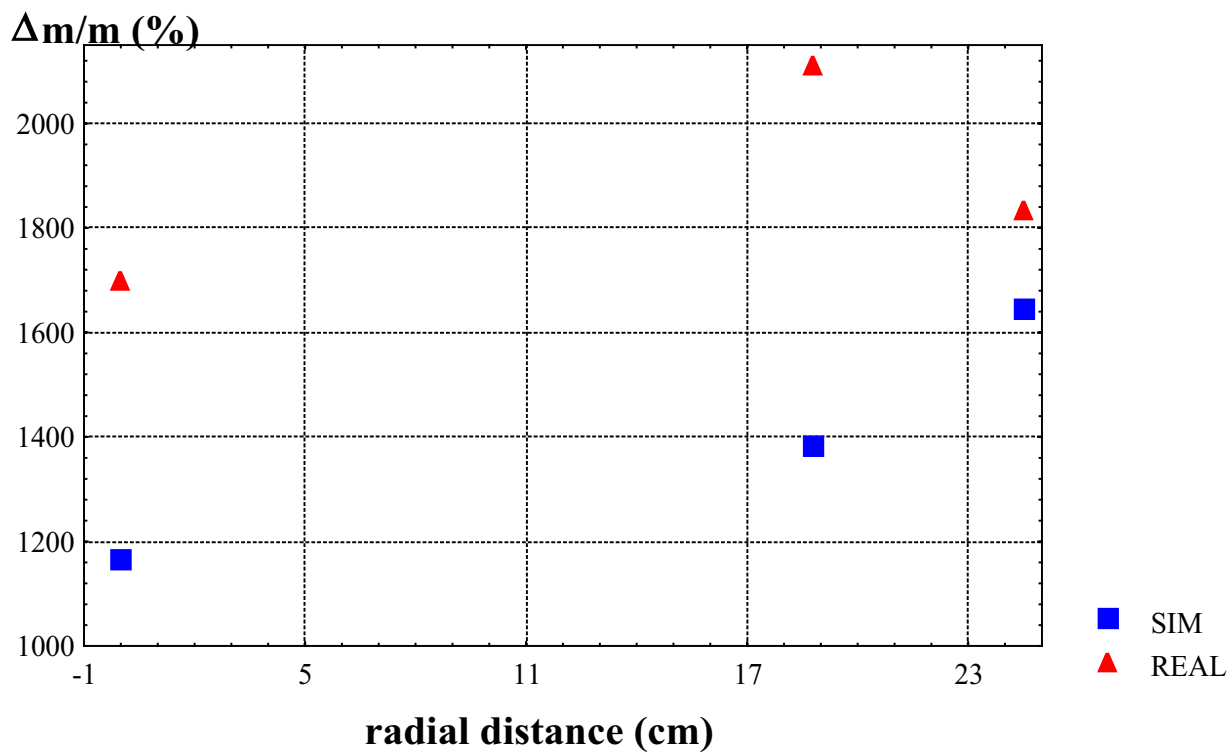


Figura 7.4: Risultati delle analisi NCC in CEMENTO, con sorgente posta a diverse posizioni radiali, in corrispondenza del piano inferiore del fusto.

Nel caso della matrice cemento, l'accordo fra risultati simulati e sperimentali è ancora abbastanza buono, anche se inferiore rispetto ai due casi precedenti. La deviazione fra dati simulati e sperimentali è soprattutto evidente per le misure con sorgente posta a diverse posizioni radiali, in corrispondenza del piano inferiore del fusto di contenimento. La ragione è da ricercarsi nella diffusione dei neutroni da parte del pavimento del sistema di rivelazione, diffusione che può giocare un ruolo significativo, ma che non viene considerata nella simulazione.

E' bene notare che l'analisi NCC è sensibile alla reale distribuzione delle sorgenti neutroniche come conseguenza della procedura di calibrazione dove deve essere definita una localizzazione di riferimento della sorgente puntiforme di neutroni.

7.3 RISULTATI NEUTRON MULTIPLICITY COUNTING.

Nel caso della tecnica NMC, il sistema di misura non necessita di calibrazione preventiva: essendo il metodo NMC auto-calibrante, ogni misura fornisce, dunque, in uscita, 15 valori, in corrispondenza di ogni singolo gate, di efficienza di rivelazione, ε , e di massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$, oltre ad un valore di die away time, τ (vedi capitolo 2).

I risultati riportati nei paragrafi successivi sono forniti come media dei valori relativi a ciascun gate.

Le caratteristiche di misura adottate sono riportate nella Tabella seguente:

<i>Predelay</i>	6.4 μs
<i>Gate</i>	da 6.4 a 96 μs , unità gate: 6.4 μs ; da 25.6 a 384 μs , unità gate: 25.6 μs .

7.3.1 Matrice Aria.

Le condizioni di misura, nonché le sorgenti utilizzate, per la matrice aria, sono le stesse della tecnica NCC.

Le Tabelle 7.8 e 7.9 riportano i risultati, in termini di efficienza di rivelazione, ε , e di die away time, τ , dell'analisi NMC dei treni di impulsi simulati e sperimentali in

aria, per le unità gate 6.4 e 25.6 μs : essi sono forniti come media dei valori relativi a ciascun campione analizzato e confrontati con i valori ottenuti dal codice MCNP.

**Tabella 7.8: Risultati NMC (6.4 μs) e MCNP di efficienza, ε ,
e die away time, τ**

	Unità gate: 6.4 μs – Matrice ARIA	
	ε (%)	τ (μs)
Reale	39.73 ± 0.853	69.31 ± 0.1988
Simulazioni	16.79 ± 0.0006	68.72 ± 0.1925
Calcoli MCNP	16.92 ± 0.00025	67.97 ± 0.11

**Tabella 7.9: Risultati NMC (25.6 μs) e MCNP di efficienza, ε ,
e die away time, τ**

	Unità gate: 25.6 μs – Matrice ARIA	
	ε (%)	τ (μs)
Reale	38.14 ± 0.747	69.37 ± 0.8450
Simulazioni	16.84 ± 0.0004	70.23 ± 0.3616
Calcoli MCNP	16.92 ± 0.00025	67.97 ± 0.11

I risultati, in termini di massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$, dell'analisi NMC dei treni di impulsi simulati e sperimentali in aria sono riassunti nelle Tabelle 7.10 e 7.11, risultati ottenuti come media dei valori derivanti dall'analisi di 44 treni per la fase di simulazione, e 43 treni per la fase sperimentale. L'analisi è stata effettuata anche per la PIDIE 7, dal momento che essa non rappresenta più la sorgente di calibrazione.

Tabella 7.10: Risultati delle analisi NMC (6.4 μ s) in ARIA.

Massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$ (g) – Matrice ARIA – Unità gate: 6.4 μs		
	Media del campione & Errore standard della media	
Massa di riferimento	Simulato	Reale
0.04414	0.0439 \pm 0.0013	0.0084 \pm 0.0019
0.06271	0.0629 \pm 0.0012	0.0129 \pm 0.0062
0.08978	0.0928 \pm 0.0013	0.0342 \pm 0.0048
0.09721	0.0965 \pm 0.0023	0.0428 \pm 0.0038
0.13716	0.1394 \pm 0.0032	0.0400 \pm 0.0190
0.15581	0.1481 \pm 0.0049	0.0470 \pm 0.0150
0.21851	0.2238 \pm 0.0052	0.1140 \pm 0.0130
0.29297	0.3048 \pm 0.0063	0.2063 \pm 0.0061
0.39017	0.3970 \pm 0.0180	0.1980 \pm 0.0340
0.47996	0.4780 \pm 0.0180	0.3290 \pm 0.0240
0.58681	0.5709 \pm 0.0090	0.4268 \pm 0.0088

Tabella 7.11: Risultati delle analisi NMC (25.6 μ s) in ARIA.

Massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$ (g) – Matrice ARIA – Unità gate: 25.6 μs		
	Media del campione & Errore standard della media	
Massa di riferimento	Simulato	Reale
0.04414	0.0434 \pm 0.0008	0.0095 \pm 0.0023
0.06271	0.0632 \pm 0.0005	0.0121 \pm 0.0059
0.08978	0.0912 \pm 0.0013	0.0327 \pm 0.0045
0.09721	0.0966 \pm 0.0018	0.0462 \pm 0.0041

segue

<i>0.13716</i>	<i>0.1359 ± 0.0016</i>	<i>0.0400 ± 0.0190</i>
<i>0.15581</i>	<i>0.1528 ± 0.0029</i>	<i>0.0480 ± 0.0150</i>
<i>0.21851</i>	<i>0.2246 ± 0.0048</i>	<i>0.1050 ± 0.0150</i>
<i>0.29297</i>	<i>0.2914 ± 0.0044</i>	<i>0.2020 ± 0.0100</i>
<i>0.39017</i>	<i>0.3960 ± 0.0047</i>	<i>0.1870 ± 0.0410</i>
<i>0.47996</i>	<i>0.4850 ± 0.0057</i>	<i>0.3260 ± 0.0170</i>
<i>0.58681</i>	<i>0.5850 ± 0.0180</i>	<i>0.4471 ± 0.0073</i>

Dall'esame dei dati riportati nelle tabelle precedenti, è possibile notare che l'accordo fra dati simulati e risultati sperimentali è, in generale, non buono; in particolare, mentre i dati simulati riproducono abbastanza fedelmente i valori di riferimento, i risultati reali mostrano una leggera sottostima rispetto agli stessi.

7.3.2 Matrice Neoprene.

Le condizioni di misura, nonché le sorgenti utilizzate, per la matrice neoprene, sono le stesse della tecnica NCC.

Le Tabelle 7.12 e 7.13 riportano i risultati, in termini di efficienza di rivelazione, ε , e di die away time, τ , dell'analisi NMC dei treni di impulsi simulati e sperimentali in neoprene, per le unità gate 6.4 e 25.6 μs , nel caso di sorgenti puntiformi di neutroni poste al centro del fusto di contenimento (pos R1A2).

**Tabella 7.12: Risultati NMC (6.4 μs) e MCNP di efficienza, ε ,
e die away time, τ**

	Unità gate: 6.4 μs – Matrice NEOPRENE	
	ε (%)	τ (μs)
<i>Reale</i>	<i>38.70 ± 0.576</i>	<i>70.65 ± 0.4996</i>
<i>Simulazioni</i>	<i>9.660 ± 0.0002</i>	<i>70.67 ± 0.3019</i>
<i>Calcoli MCNP</i>	<i>9.64 ± 0.0001</i>	<i>70.25 ± 0.1500</i>

**Tabella 7.13: Risultati NMC (25.6 μ s) e MCNP di efficienza, ε ,
e die away time, τ**

	Unità gate: 25.6 μs – Matrice NEOPRENE	
	ε (%)	τ (μs)
Reale	36.17 ± 0.361	72.16 ± 1.1802
Simulazioni	9.67 ± 0.0005	71.22 ± 1.6042
Calcoli MCNP	9.64 ± 0.0001	70.25 ± 0.1500

I risultati, in termini di massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$, dell'analisi NMC dei treni di impulsi simulati e sperimentali in neoprene con sorgente posta al centro del fusto sono riassunti nelle Tabelle 7.14 e 7.15 (unità gate: 6.4 e 25.6 μ s, rispettivamente), risultati ottenuti come media dei valori derivanti dall'analisi di 24 treni per la fase di simulazione, e 20 treni per la fase sperimentale.

**Tabella 7.14: Risultati delle analisi NMC (6.4 μ s) in NEOPRENE,
con sorgente posta al centro del fusto di contenimento.**

Massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$ (g) – Matrice NEOPRENE – Unità gate: 6.4 μs		
	Media del campione & Errore standard della media	
Massa di riferimento	Simulato	Reale
0.09721	0.0968 ± 0.0015	0.0089 ± 0.0035
0.13716	$0.1380b \pm 0.0150$	0.0282 ± 0.0094
0.15581	0.1530 ± 0.0090	0.0190 ± 0.0120

**Tabella 7.15: Risultati delle analisi NMC (25.6 μ s) in NEOPRENE,
con sorgente posta al centro del fusto di contenimento.**

Massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$ (g) – Matrice NEOPRENE – Unità gate: 25.6 μs		
	Media del campione & Errore standard della media	
Massa di riferimento	Simulato	Reale
0.09721	0.0977 ± 0.0024	0.0098 ± 0.0032
0.13716	0.1373 ± 0.0085	0.0245 ± 0.0078
0.15581	0.1522 ± 0.0033	0.0179 ± 0.0078

Dall'esame delle tabelle si verifica che anche per la matrice neoprene i dati simulati sono in buon accordo con i valori di riferimento, mentre i risultati sperimentali mostrano una accentuata sottostima dei valori di riferimento e, quindi, una significativa deviazione dai dati simulati.

I risultati, in termini di bias $\frac{\Delta m}{m} = \frac{m_{\text{meas}} - m_{\text{ref}}}{m_{\text{ref}}}$, dell'analisi NMC dei treni di

impulsi simulati e sperimentali in neoprene con sorgente posta nelle altre posizioni radiali (pos. R2A2, R3A2, R4A2) e nella posizione centrale (pos. R1A2), in corrispondenza del piano di mezzeria, sono illustrati nelle Figure 7.5 e 7.6 (unità gate: 6.4 e 25.6 μ s, rispettivamente).

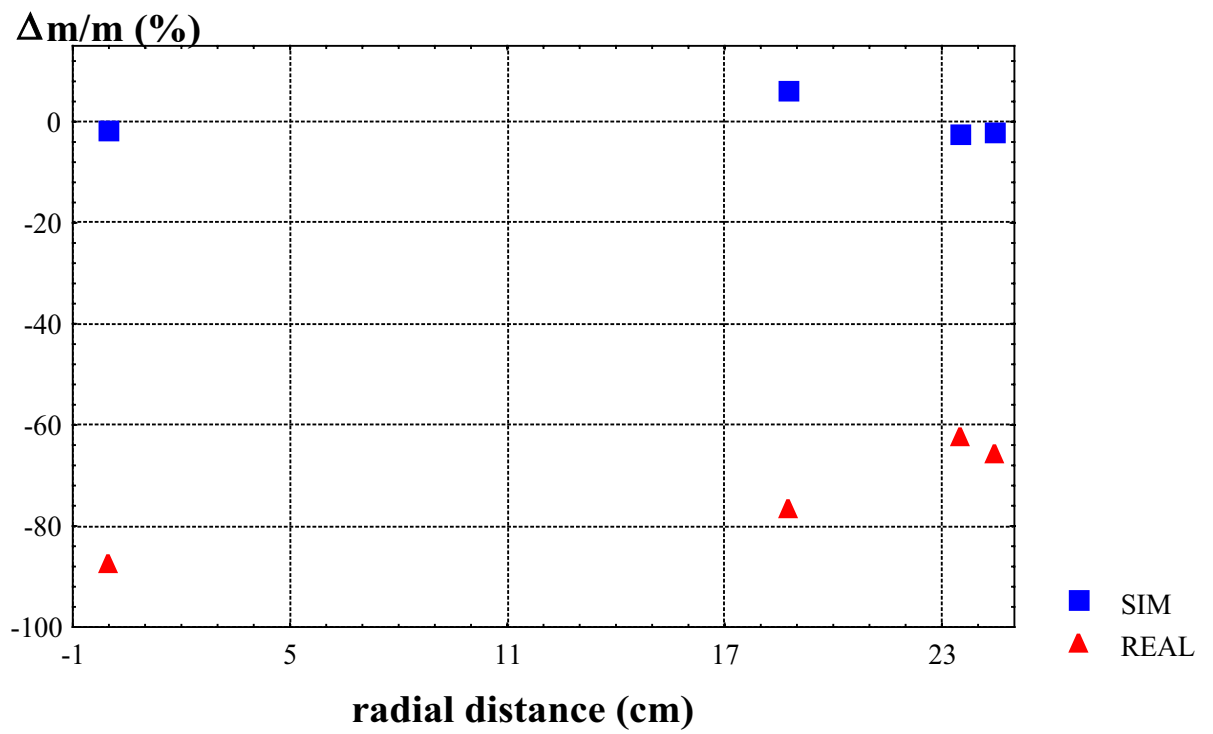


Figura 7.5: Risultati delle analisi NMC (gate 6.4 μ s) in NEOPRENE, con sorgente posta a diverse posizioni radiali, in corrispondenza del piano di mezzeria del fusto.

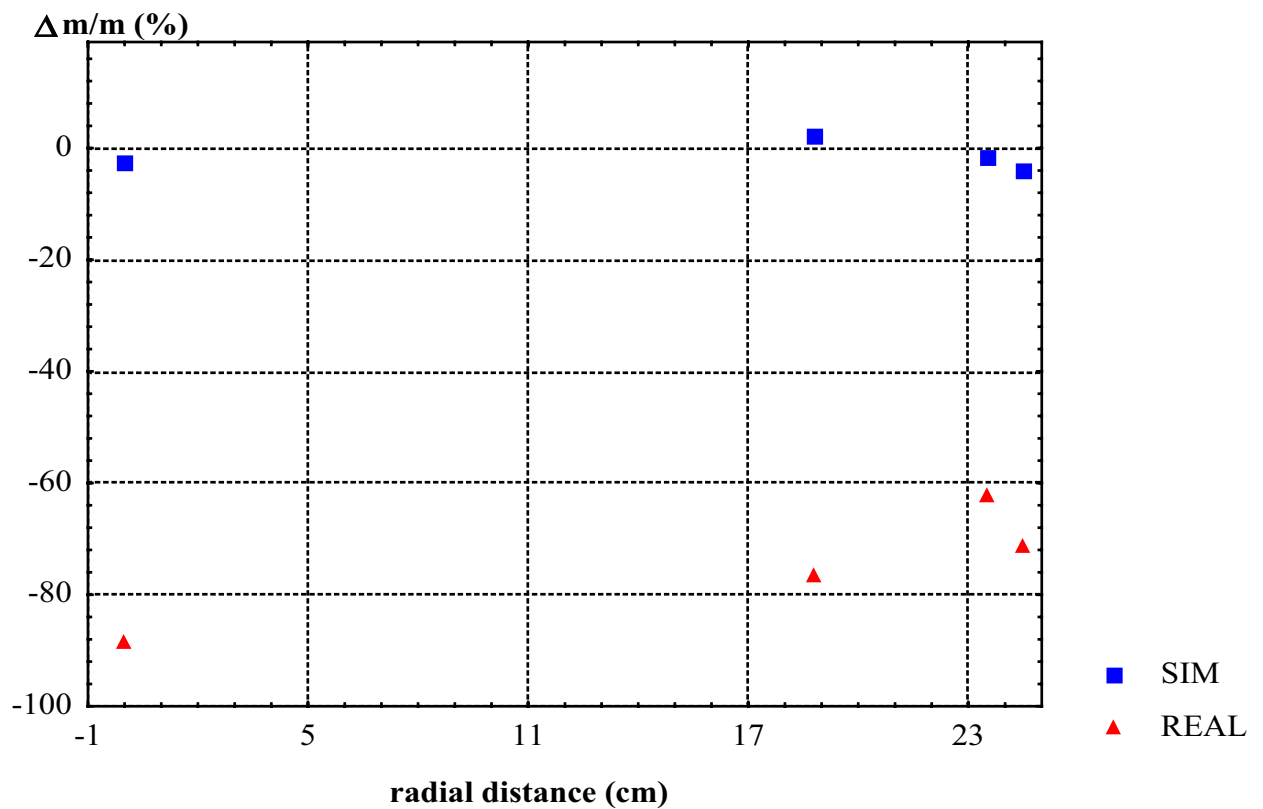


Figura 7.6: Risultati delle analisi NMC (gate 25.6 μ s) in NEOPRENE, con sorgente posta a diverse posizioni radiali, nel piano di mezzeria del fusto.

L'esame delle figure precedenti evidenzia un netto disaccordo fra risultati simulati e risultati sperimentali, analogamente al caso di sorgente puntiforme posta al centro del contenitore. E' bene notare, però, che la tecnica NMC, essendo auto-calibrante, sembra essere insensibile alla reale distribuzione della sorgente di neutroni.

7.3.3 Matrice Cemento.

Le condizioni di misura e le sorgenti utilizzate, per la matrice cemento, sono le stesse della tecnica NCC.

Le Tabelle 7.16 e 7.17 riportano i risultati, in termini di efficienza di rivelazione, ϵ , e di die away time, τ , dell'analisi NMC dei treni di impulsi simulati e sperimentali in cemento, per le unità gate 6.4 e 25.6 μs , nel caso di sorgenti puntiformi di neutroni poste al centro del fusto di contenimento (pos R1A2).

**Tabella 7.16: Risultati NMC (6.4 μs) e MCNP di efficienza, ϵ ,
e die away time, τ**

	Unità gate: 6.4 μs – Matrice CEMENTO	
	ϵ (%)	τ (μs)
Reale	106.5 ± 2.371	69.49 ± 0.5477
Simulazioni	2.89 ± 0.0011	72.50 ± 1.2111
Calcoli MCNP	2.83 ± 0.0001	71.37 ± 1.10

**Tabella 7.17: Risultati NMC (25.6 μ s) e MCNP di efficienza, ε ,
e die away time, τ**

	Unità gate: 25.6 μs – Matrice CEMENTO	
	ε (%)	τ (μs)
Reale	102.2 ± 2.414	75.92 ± 1.2378
Simulazioni	2.87 ± 0.0009	68.30 ± 1.8371
Calcoli MCNP	2.83 ± 0.0001	71.37 ± 1.10

I risultati dell'analisi NMC dei treni di impulsi simulati e sperimentali in cemento con sorgente posta al centro del fusto sono riassunti nelle Tabelle 7.18 e 7.19, risultati ottenuti come media dei valori derivanti dall'analisi di 78 treni per la fase di simulazione, e 56 treni per la fase sperimentale.

**Tabella 7.18: Risultati delle analisi NMC (6.4 μ s) in CEMENTO,
con sorgente posta al centro del fusto di contenimento.**

Massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$ (g) – Matrice CEMENTO – Unità gate: 6.4 μs		
	Media del campione & Errore standard della media	
Massa di riferimento	Simulato	Reale
0.372	0.447 ± 0.064	0.00038 ± 0.0002
0.882	1.19 ± 0.22	0.0017 ± 0.0008
1.390	1.46 ± 0.14	0.0112 ± 0.0036
2.056	1.83 ± 0.18	0.0037 ± 0.0013

**Tabella 7.19: Risultati delle analisi NMC (25.6 μ s) in CEMENTO,
con sorgente posta al centro del fusto di contenimento.**

Massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$ (g) – Matrice CEMENTO – Unità gate: 25.6 μs		
	Media del campione & Errore standard della media	
Massa di riferimento	Simulato	Reale
0.372	0.403 ± 0.047	0.0004 ± 0.0002
0.882	0.941 ± 0.092	0.0016 ± 0.0004
1.390	1.29 ± 0.20	0.0119 ± 0.0036
2.056	2.55 ± 0.48	0.0038 ± 0.0015

L'esame delle tabelle evidenzia che anche per la matrice cemento i dati simulati sono in buon accordo con i valori di riferimento, mentre i risultati sperimentali mostrano una accentuata sottostima dei valori di riferimento e, quindi, una significativa deviazione dai dati simulati.

Per la tecnica NMC, il disaccordo fra dati sperimentali e dati simulati (o di riferimento) è maggiore per le matrici neoprene e cemento, rispetto alla matrice aria. Ciò è dovuto alla più bassa efficienza di rivelazione del sistema “testa di misura + matrice”, poiché tale metodo tiene conto di molteplicità neutroniche di ordine elevato.

I risultati, in termini di bias $\frac{\Delta m}{m}$, dell'analisi NMC dei treni di impulsi simulati e sperimentali in cemento con sorgente posta nelle altre posizioni radiali e assiali sono illustrati nelle Figure 7.7 e 7.8 (piano superiore del fusto di contenimento, pos R1A1, R2A1, R4A1, unità gate: 6.4 e 25.6 μ s), 7.9 e 7.10 (piano di mezzeria, pos. R1A2, R2A2, R3A2, R4A2, unità gate: 6.4 e 25.6 μ s), 7.11 e 7.12 (piano inferiore, pos R1A3, R2A3, R4A3, unità gate: 6.4 e 25.6 μ s).

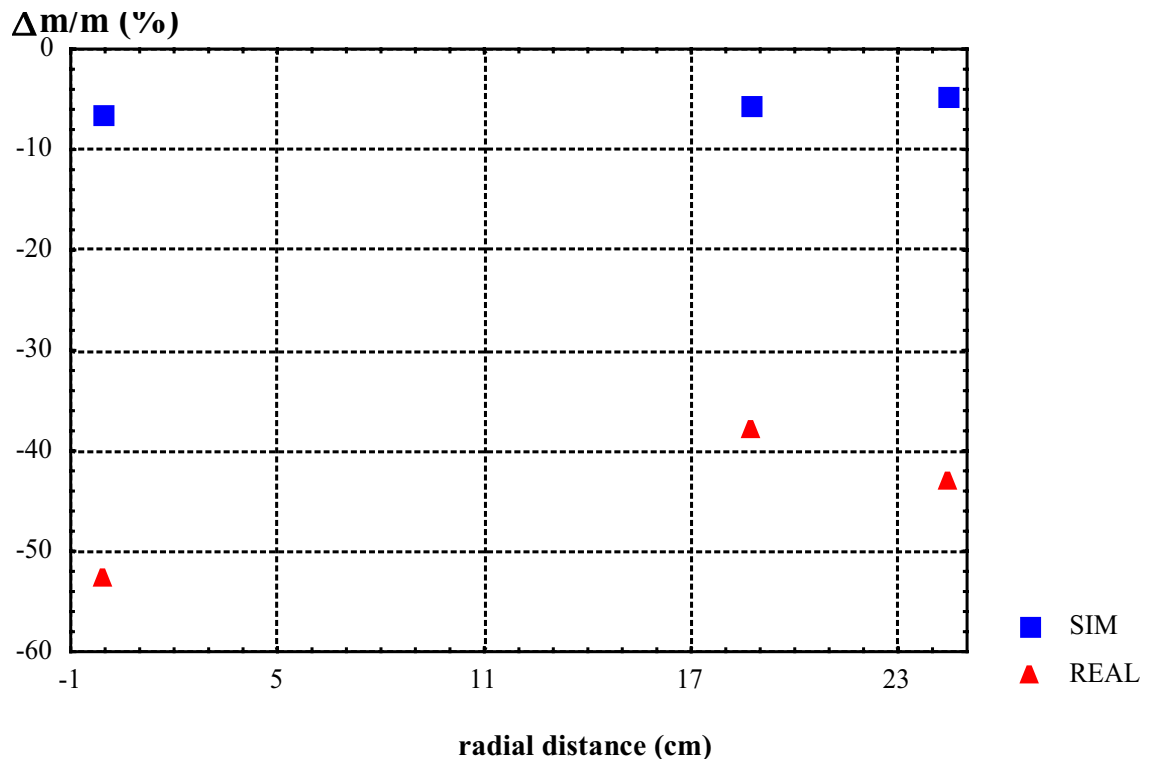


Figura 7.7: Risultati delle analisi NMC (gate 6.4 μ s) in CEMENTO, con sorgente posta a diverse posizioni radiali, in corrispondenza del piano superiore del fusto.

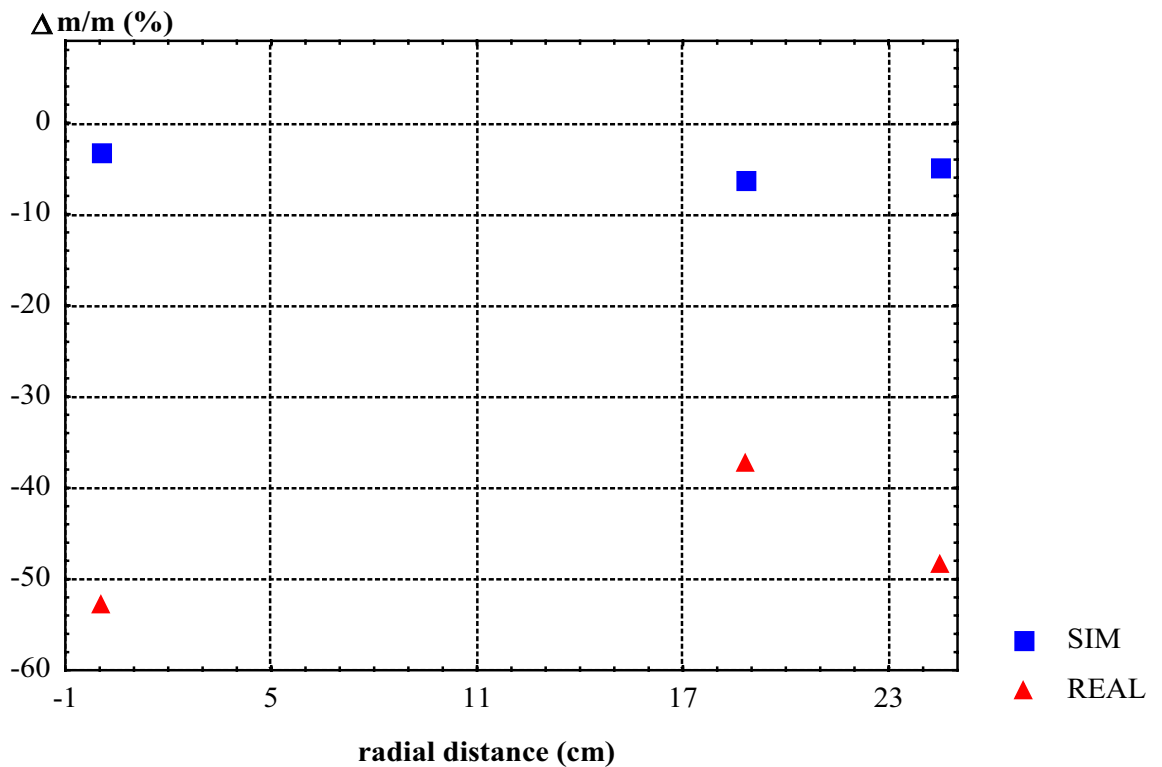


Figura 7.8: Risultati delle analisi NMC (gate 25.6 μ s) in CEMENTO, con sorgente posta a diverse posizioni radiali, in corrispondenza del piano superiore del fusto.

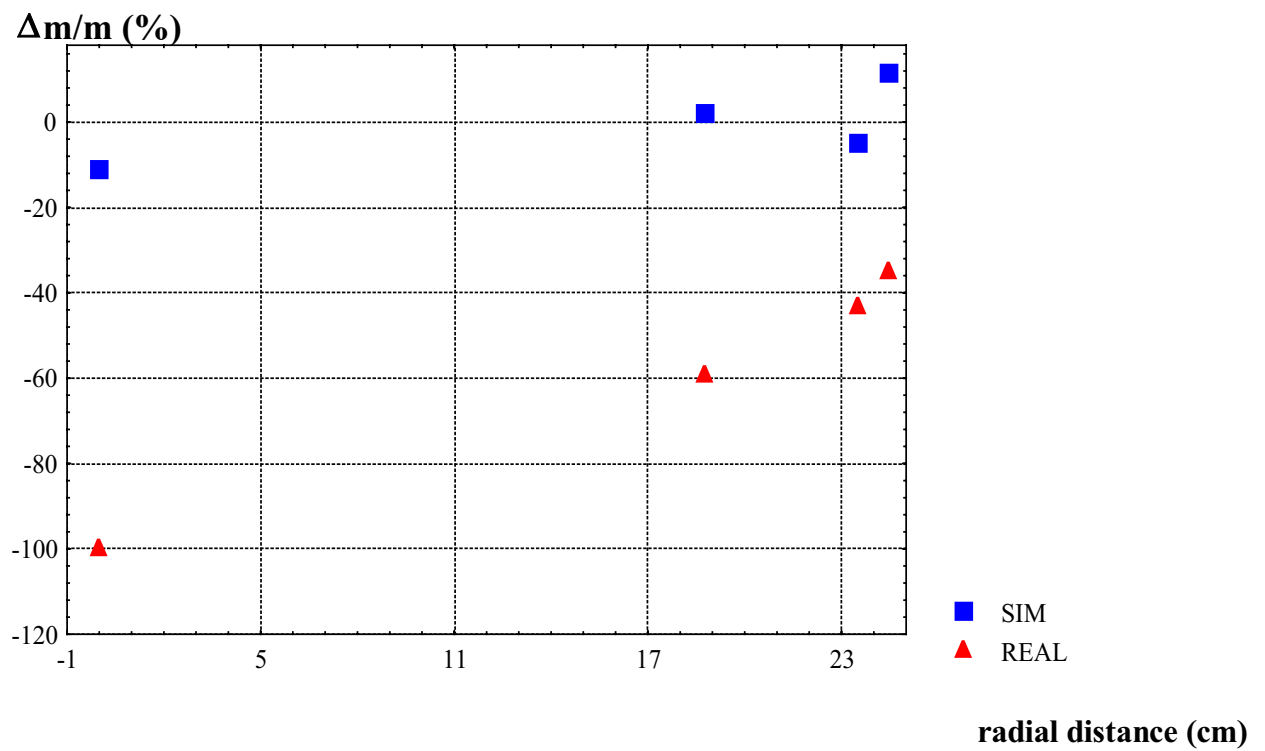


Figura 7.9: Risultati delle analisi NMC (gate 6.4 μ s) in CEMENTO, con sorgente posta a diverse posizioni radiali, in corrispondenza del piano di mezzeria del fusto.

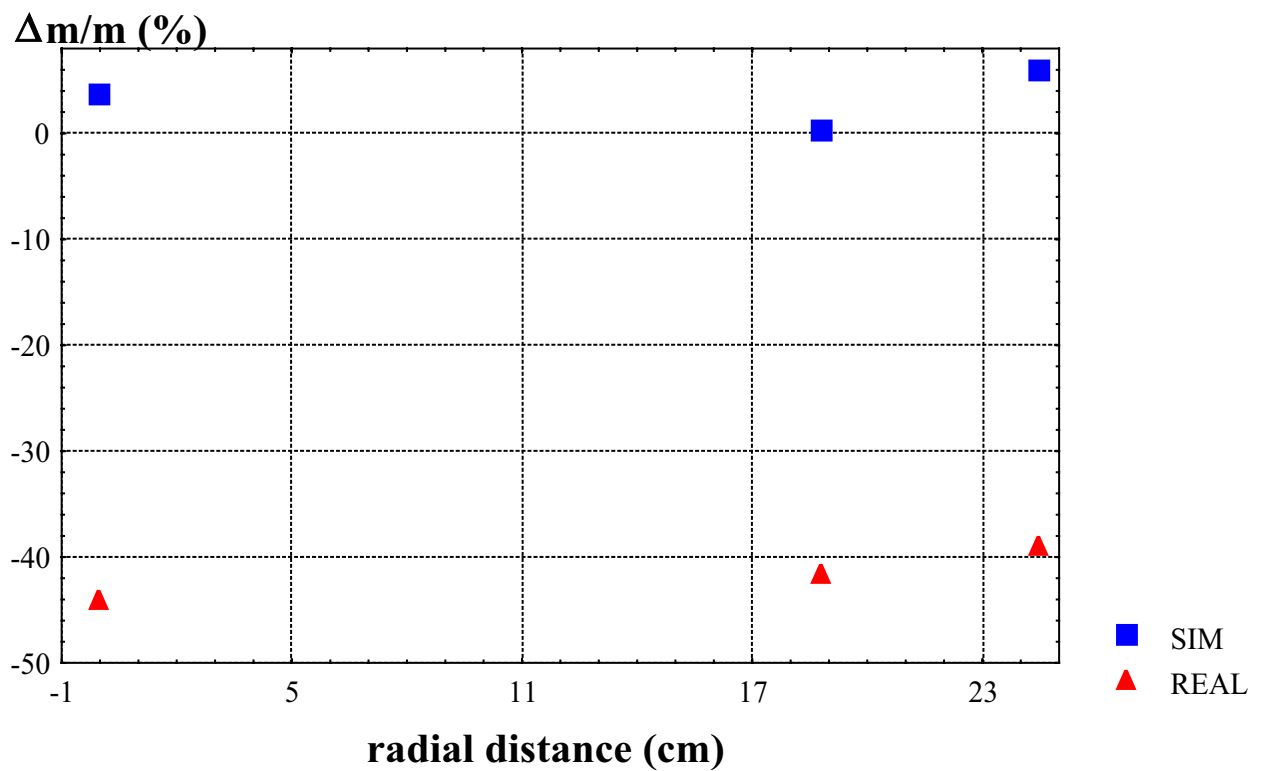


Figura 7.10: Risultati delle analisi NMC (gate 25.6 μ s) in CEMENTO, con sorgente posta a diverse posizioni radiali, nel piano di mezzeria del fusto.

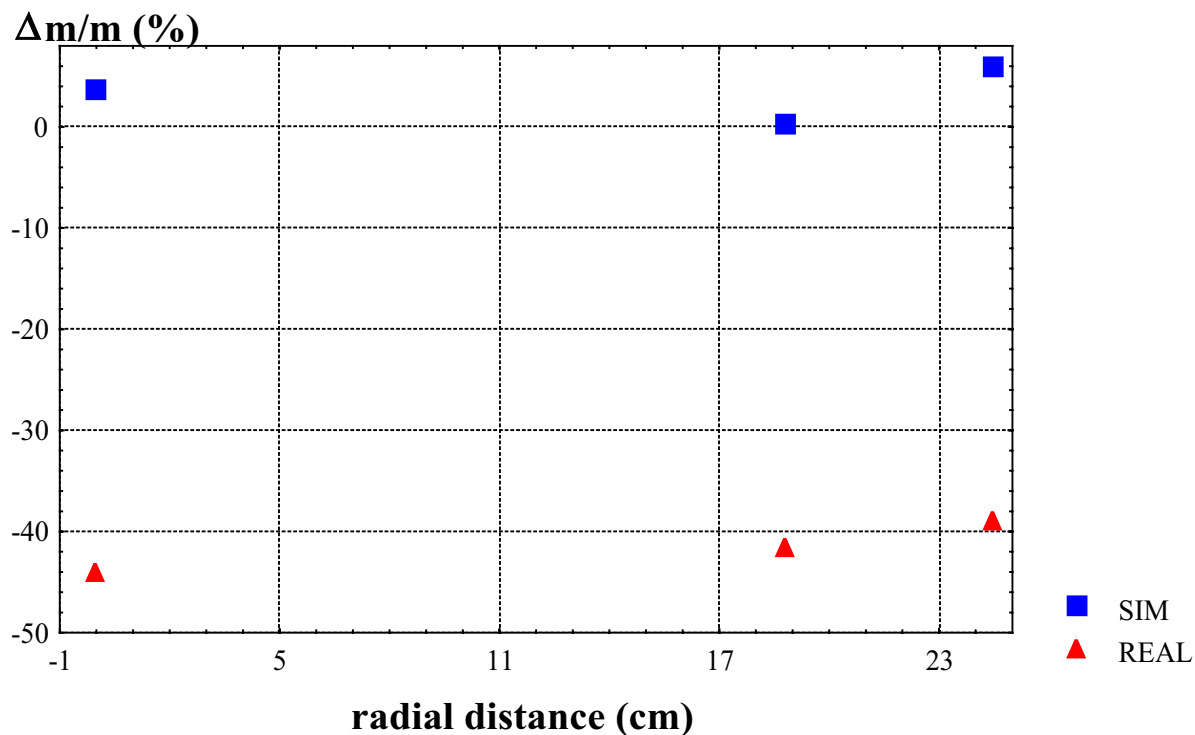


Figura 7.11: Risultati delle analisi NMC (gate 6.4 μ s) in CEMENTO, con sorgente posta a diverse posizioni radiali, in corrispondenza del piano inferiore del fusto.

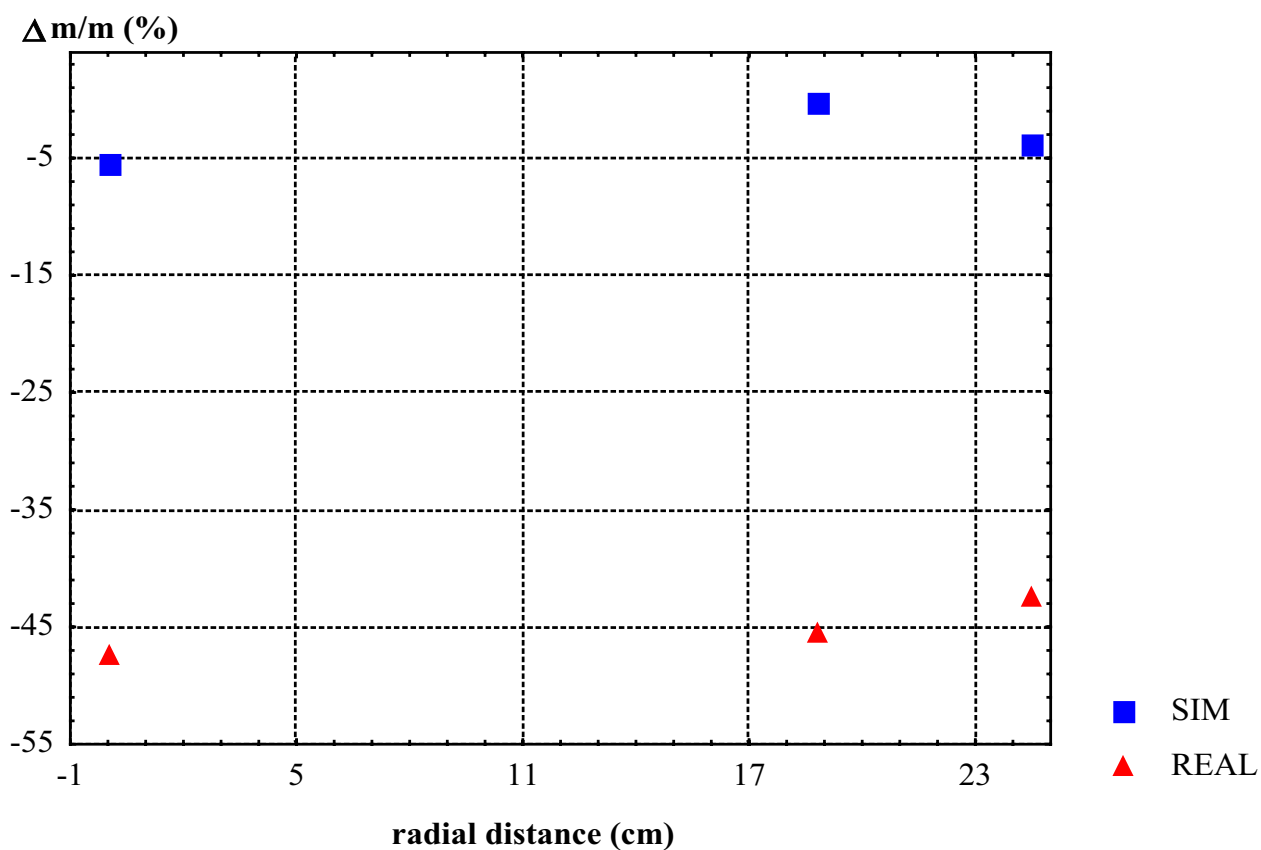


Figura 7.12: Risultati delle analisi NMC (gate 25.6 μ s) in CEMENTO, con sorgente posta a diverse posizioni radiali, nel piano inferiore del fusto.

Oltre al significativo disaccordo fra risultati reali e dati simulati, così come si è verificato nel caso di sorgente puntiforme posta la centro del fusto di contenimento, l'esame delle figure evidenzia che, come nel caso della matrice neoprene, la tecnica NMC, tecnica auto-calibrante, è insensibile alla reale distribuzione della sorgente di neutroni.

7.4 RISULTATI DELLA TECNICA ROSSI- α

I treni di impulsi, simulati e sperimentali, analizzati mediante le tecniche NCC ed NMC sono stati sottoposti ad una ulteriore analisi utilizzando il software, riportato in Appendice C, che simula il principio di funzionamento della tecnica Rossi- α (capitolo 2). Anche la tecnica Rossi- α , come il metodo NMC, è una tecnica “auto-calibrante” calcolando, senza la necessità di calibrazione con sorgenti dalle caratteristiche note, sia il die away time sia l'efficienza di rivelazione del sistema “matrice + testa di rivelazione”: il primo si ottiene come risultato della operazione di best fit della distribuzione mono-dimensionale Rossi- α , mentre la seconda si ottiene dalla risoluzione del sistema di tre equazioni nelle tre incognite: rateo di fissione spontanea, N_{SF} , rateo di reazioni (α, n), S_{α_i} , ed efficienza di rivelazione, ε (vedi paragrafo 2.9).

Le caratteristiche di misura adottate sono riportate nella tabella seguente:

<i>Predelay</i>	6.4 μs
<i>Gate</i>	200 μs

7.4.1 Matrice Aria.

Le condizioni di misura, nonché le sorgenti utilizzate, per la matrice aria, sono le stesse impiegate nelle tecniche NCC ed NMC.

La Tabella 7.20 riporta i risultati, in termini di efficienza di rivelazione, ε , e di die away time, τ , dell'analisi Rossi- α dei treni di impulsi simulati e sperimentali in aria: essi sono forniti come media dei valori relativi a ciascun campione analizzato e confrontati con il valore fornito dal codice MCNP.

Tabella 7.8: Risultati Rossi- α e MCNP di efficienza, ε , e die away time, τ

	Matrice ARIA	
	ε (%)	τ (μs)
Reale	51.97 ± 1.131	64.59 ± 0.5766
Simulazioni	15.94 ± 0.0009	63.97 ± 0.1877
Calcoli MCNP	16.92 ± 0.00025	67.97 ± 0.11

I risultati, in termini di massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$, dell'analisi Rossi- α dei treni di impulsi simulati e sperimentali in aria, con sorgenti del tipo PIDIE, sono riassunti nella Tabella 7.21; l'analisi è stata effettuata, come nella tecnica NMC, anche per la PIDIE 7, dal momento che essa non rappresenta più la sorgente di calibrazione.

Tabella 7.21: Risultati dell'analisi Rossi- α in ARIA.

Massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$ (g) – Matrice ARIA		
	Media del campione & Errore standard della media	
Massa di riferimento	Simulato	Reale
0.04414	0.0427 ± 0.0015	0.00345 ± 0.00083
0.06271	0.0654 ± 0.0021	0.0033 ± 0.0014
0.08978	0.0982 ± 0.0015	0.0182 ± 0.0087
0.09721	0.0991 ± 0.0036	0.0254 ± 0.0079
0.13716	0.1472 ± 0.005	0.019 ± 0.010
0.15581	0.1583 ± 0.0076	0.021 ± 0.010
0.21851	0.2321 ± 0.0089	0.097 ± 0.012
0.29297	0.316 ± 0.015	0.187 ± 0.013
0.39017	0.392 ± 0.015	0.181 ± 0.057
0.47996	0.486 ± 0.010	0.29 ± 0.05
0.58681	0.621 ± 0.027	0.439 ± 0.017

L'accordo fra valori di riferimento e dati simulati è, come nel caso della tecnica NMC, abbastanza buono, mentre è possibile notare una leggera deviazione dei risultati sperimentali dai valori di riferimento e dai valori simulati, deviazione che sembra essere più accentuata per le sorgenti aventi massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$ minore.

7.4.2 Matrice Neoprene.

Le condizioni di misura e le sorgenti utilizzate, per la matrice neoprene, sono le stesse delle tecniche NCC ed NMC.

La Tabella 7.22 riporta i risultati, in termini di efficienza di rivelazione, ε , e di die away time, τ , dell'analisi Rossi- α in neoprene, nel caso di sorgenti puntiformi di neutroni poste al centro del fusto di contenimento (pos R1A2), risultati posti a confronto con i valori ottenuti dal codice MCNP.

Tabella 7.22: Risultati Rossi- α e MCNP di efficienza, ε , e die away time, τ

	Matrice NEOPRENE	
	ε (%)	τ (μs)
Reale	70.67 ± 1.097	65.63 ± 1.4746
Simulazioni	9.50 ± 0.0015	69.67 ± 0.2055
Calcoli MCNP	9.64 ± 0.0001	70.25 ± 0.1500

I risultati, in termini di massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$, dell'analisi Rossi- α dei treni di impulsi simulati e sperimentali in neoprene con sorgente posta al centro del fusto sono riassunti nella Tabella 7.23.

**Tabella 7.23: Risultati delle analisi Rossi- α in NEOPRENE,
con sorgente posta al centro del fusto di contenimento.**

Massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$ (g) – Matrice NEOPRENE		
	Media del campione & Errore standard della media	
Massa di riferimento	Simulato	Reale
0.09721	0.1042 ± 0.0059	0.0035 ± 0.0024
0.13716	0.131 ± 0.010	0.0076 ± 0.0027
0.15581	0.1587 ± 0.0061	0.0125 ± 0.0085

I dati simulati sono, ancora una volta, in buon accordo con i valori di riferimento, mentre i risultati sperimentali evidenziano un notevole disaccordo sia rispetto ai valori di riferimento sia rispetto ai risultati simulati.

I risultati, in termini di bias $\frac{\Delta m}{m} = \frac{m_{\text{meas}} - m_{\text{ref}}}{m_{\text{ref}}}$, dell'analisi Rossi- α dei treni di

impulsi simulati e sperimentali in neoprene con sorgente posta nelle altre posizioni radiali (pos. R2A2, R3A2, R4A2) e nella posizione centrale (pos. R1A2), in corrispondenza del piano di mezzeria, sono illustrati nella Figura 7.13.

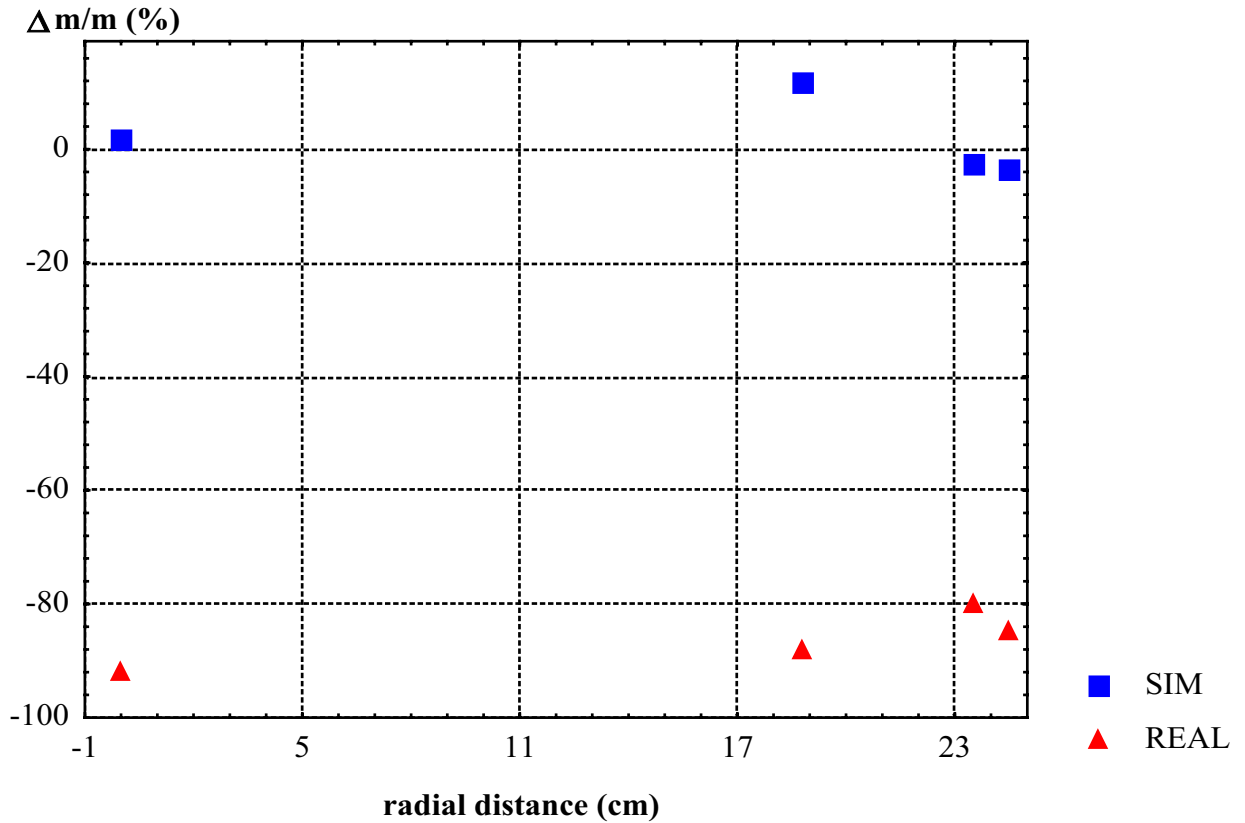


Figura 7.13: Risultati delle analisi Rossi- α in NEOPRENE, con sorgente posta a diverse posizioni radiali, in corrispondenza del piano di mezzeria del fusto.

Anche per le altre posizioni di sorgente, si riscontra una accentuata deviazione fra dati simulati e risultati sperimentali, ma è importante notare che la tecnica Rossi- α , come la tecnica NMC, sembra essere insensibile alla reale distribuzione di sorgente nel contenitore.

7.4.3 Matrice Cemento.

La Tabella 7.24 riporta i risultati simulati e sperimentali, in termini di efficienza di rivelazione, ε , e di die away time, τ , dell'analisi Rossi- α , in matrice di cemento, nel caso di sorgenti puntiformi di neutroni poste al centro del fusto di contenimento (pos R1A2). La stessa tabella riporta i corrispondenti valori ottenuti dal codice MCNP, al fine di verificare che, come per le altre tecniche di correlazione temporale e come per le altre matrici, i risultati ottenuti dalla simulazione non divergono dai valori calcolati dal codice Monte Carlo.

Tabella 7.24: Risultati Rossi- α e MCNP di efficienza, ε , e die away time, τ

	Matrice CEMENTO	
	ε (%)	τ (μs)
Reale	142.75 ± 2.747	63.96 ± 2.1574
Simulazioni	2.65 ± 0.0023	74.16 ± 0.8772
Calcoli MCNP	2.83 ± 0.0001	71.37 ± 1.10

I risultati, in termini di massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$, dell'analisi Rossi- α dei treni di impulsi simulati e sperimentali in cemento con sorgenti del tipo BCMN, poste al centro del fusto sono riassunti nella Tabella 7.25.

Tabella 7.25: Risultati delle analisi Rossi- α in CEMENTO, con sorgente posta al centro del fusto di contenimento.

Massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$ (g) – Matrice CEMENTO		
	Media del campione & Errore standard della media	
Massa di riferimento	Simulato	Reale
0.372	0.512 ± 0.064	0.00023 ± 0.0001
0.882	1.53 ± 0.140	0.00067 ± 0.0003
1.390	1.16 ± 0.110	0.0056 ± 0.002
2.056	2.75 ± 0.580	0.00138 ± 0.0007

Dall'esame della precedente tabella, è possibile notare che i dati simulati sono abbastanza simili ai valori di riferimento; la piccola deviazione fra i suddetti valori è dovuta alla bassa statistica di conteggio, data la matrice ad elevata densità, la bassa efficienza di rivelazione e la non elevata intensità delle sorgenti. Il disaccordo fra risultati sperimentali e simulati è, invece, sostanziale e, come nel caso della tecnica di correlazione NMC, esso è più importante per le matrici neoprene e cemento rispetto alla matrice aria.

I risultati, in termini di bias $\frac{\Delta m}{m}$, dell'analisi Rossi- α in cemento con sorgente posta nelle altre posizioni radiali e assiali sono illustrati nelle Figure 7.14 (piano superiore del fusto di contenimento, pos. R1A1, R2A1, R4A1), 7.15 (piano di mezzeria, pos. R1A2, R2A2, R3A2, R4A2), 7.16 (piano inferiore, pos R1A3, R2A3, R4A3).

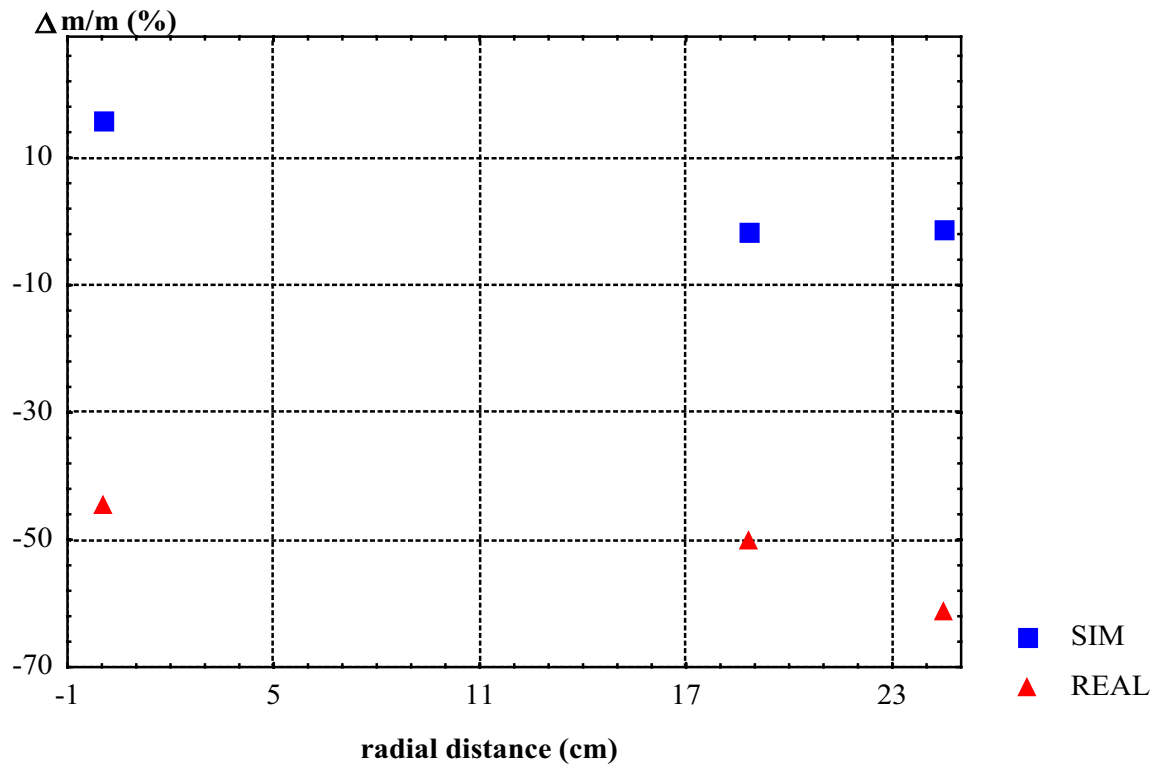


Figura 7.14: Risultati delle analisi Rossi- α in CEMENTO, con sorgente posta a diverse posizioni radiali, in corrispondenza del piano superiore del fusto.

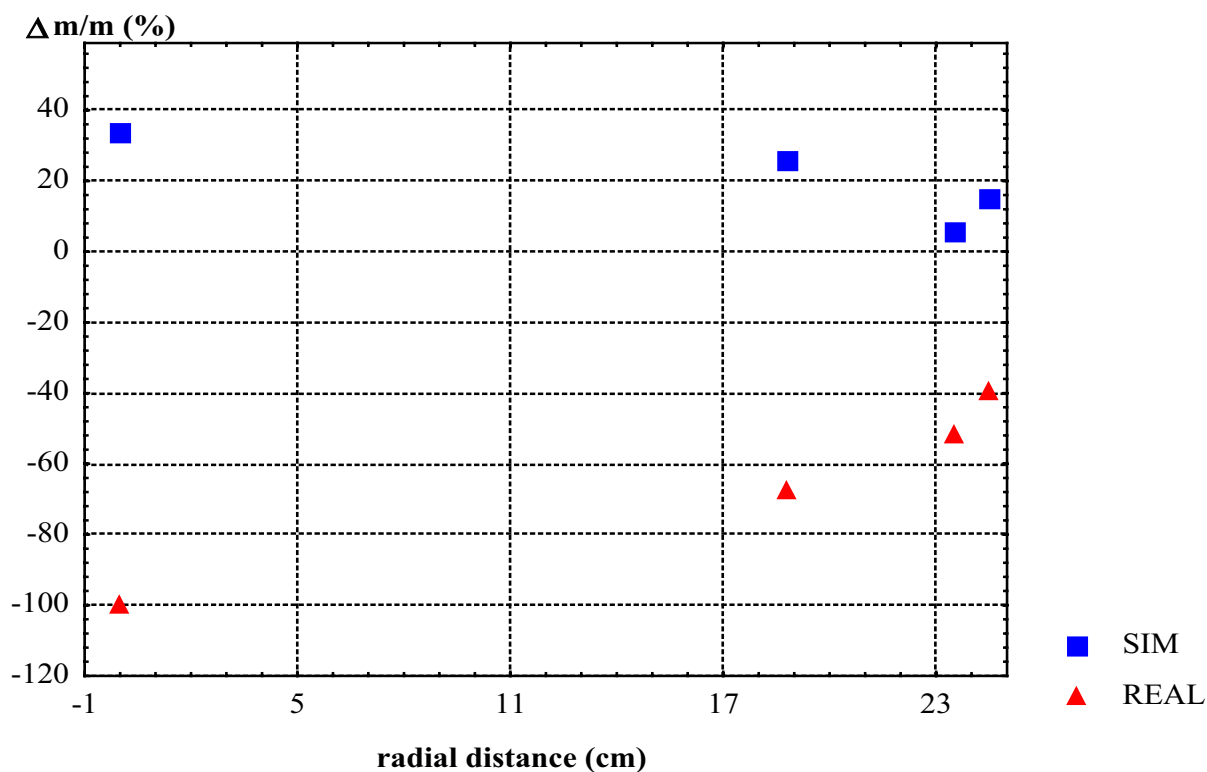


Figura 7.15: Risultati delle analisi Rossi- α in CEMENTO, con sorgente posta a diverse posizioni radiali, in corrispondenza del piano di mezzeria del fusto.

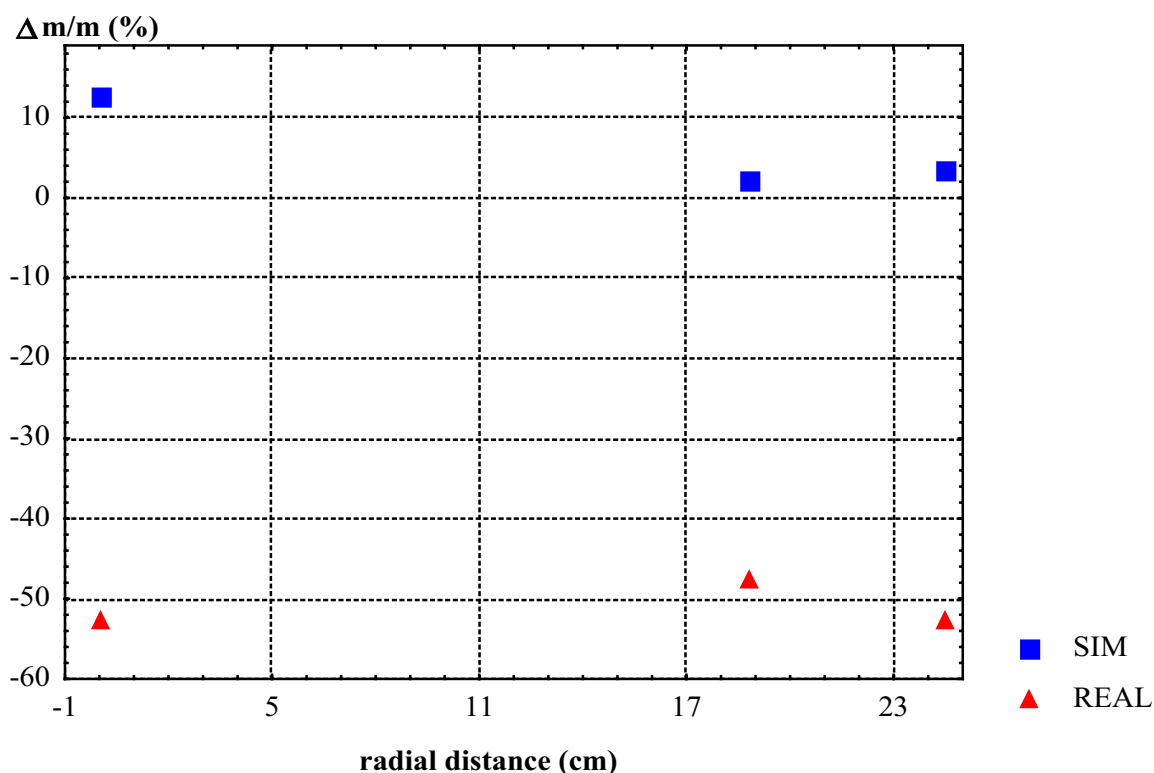


Figura 7.16: Risultati delle analisi Rossi- α in CEMENTO, con sorgente posta a diverse posizioni radiali, in corrispondenza del piano inferiore del fusto.

Si osserva, come negli altri casi, un notevole disaccordo fra risultati simulati e risultati sperimentali, ma è importante sottolineare l'indipendenza, anche per la matrice cemento, della tecnica Rossi- α dalla reale distribuzione delle sorgenti all'interno del contenitore.

7.5 VALIDAZIONE DELLA PROCEDURA DI SIMULAZIONE.

Al fine di ottenere una stima quantitativa della bontà e della validità della procedura di simulazione, è stato considerato il seguente rapporto:

$$\frac{\Delta m}{m} = \frac{m_{meas} - m_{ref}}{m_{ref}}$$

dove

m_{meas} = risultati simulati e sperimentali;

m_{ref} = valori di riferimento.

Per ciascun metodo di correlazione temporale, unendo i risultati ottenuti da tutte le configurazioni precedentemente analizzate, sono stati ottenuti due serie di dati, uno relativo ai dati reali (sperimentali) e l'altro relativo ai dati simulati. Il confronto fra i due set di dati è stato effettuato calcolando il coefficiente di correlazione di Pearson, R: se la procedura di simulazione è corretta, le due serie di dati dovrebbero essere correlate e dare un coefficiente di correlazione pari a circa 1.

La Tabella 7.26 riporta il coefficiente di correlazione R fra dati simulati e risultati sperimentali, per ciascuna tecnica di correlazione temporale studiata.

Tabella 7.26: Coefficiente di correlazione, R, fra dati simulati e reali.

TEST DI CONVALIDA		
TCM	Numero di dati	Coefficiente di correlazione simulati / reali
NCC	27	0.97739
NMC	32	0.17595
Rossi-α	32	0.19453

E' possibile notare che la correlazione è abbastanza buona per la tecnica NCC, ma molto bassa per le tecniche NMC e Rossi- α ; ciò è stato interpretato come dovuto ad effetti di fondo, avente distribuzione di probabilità non puramente Poissoniana, che influiscono fortemente sui dati reali, effetti di fondo di cui la procedura di simulazione non tiene conto.

La tecnica NCC sembrerebbe non influenzata da tali effetti; tuttavia, dall'esame dei dati riportati nelle Tabelle 7.3 (matrice: ARIA), 7.5 (matrice: NEOPRENE) e 7.7 (matrice: CEMENTO) si può ricavare che l'effetto del fondo è evidente dal momento che:

- gli errori standard delle medie relative ai risultati reali sono sistematicamente più grandi degli errori standard delle medie relative ai dati simulati;*
- quando l'efficienza assume bassi valori (neoprene e cemento) e le intensità delle sorgenti sono non molto elevate, le differenze fra risultati sperimentali e dati simulati aumentano.*

L'effetto del fondo, con distribuzione non puramente Poissoniana, diventa estremamente importante, quando l'efficienza di rivelazione è bassa, per le tecniche NMC e Rossi- α dal momento che entrambi i metodi tengono conto di molteplicità neutroniche di ordine elevato (maggiore di due).

Nel successivo capitolo verrà, più dettagliatamente, analizzato l'effetto del fondo ambientale su tutte le Tecniche di Correlazione Temporale studiate.

BIBLIOGRAFIA

[1] T. Bücherl, K. Krebs, Ch. Lierse, C. Vicini, G. Grossi, D. Lisi, P. Filß, G. Caspary, J. Kühne, S. Guldbakke, E. Dietz, H. Klein, D. Schlegel, M. Bruggeman, P. Baeten, R. Carchon, F.V. Frazzoli, R. Remetti, N. Cherubini, A. Lyoussi, A. Mariani, J.P. Coulon; *“Improvement of passive and active neutron assay techniques for the characterisation of radioactive waste packages”*; report to the European Commission within the 4th Framework Program, Area C 3.3, Nuclear Fission Safety (1994-1998).

[2] T. Bücherl, K. Krebs, Ch. Lierse, C. Vicini, G. Grossi, D. Lisi, P. Filß, G. Caspary, J. Kühne, S. Guldbakke, E. Dietz, H. Klein, D. Schlegel, M. Bruggeman, P. Baeten, R. Carchon, F.V. Frazzoli, R. Remetti, N. Cherubini, A. Lyoussi, A. Mariani, J.P. Coulon; *“Improvement of passive and active neutron assay techniques for the characterisation of radioactive waste packages”*; *EURADWASTE '99 Conference, 15-18 / Novembre / 1999*.

CAPITOLO 8

EFFETTO DEL FONDO AMBIENTALE.

8.1 INTRODUZIONE.

Le significative deviazioni fra risultati sperimentali e dati simulati, riscontrate nelle analisi NCC, NMC e Rossi- α dei rispettivi treni di impulsi, sono state interpretate come dovute ad effetti di fondo, avente distribuzione non puramente Poissoniana, che influiscono fortemente sui dati reali.

Se il fondo ambientale avesse una distribuzione puramente Poissoniana, esso sarebbe costituito da impulsi distribuiti casualmente che non influirebbero nell'analisi delle coincidenze o delle molteplicità effettuata dalle suddette tecniche di correlazione temporale. Nel caso dell'Impianto Plutonio del C. R. ENEA Casaccia di Roma, la distribuzione di fondo ambientale presenta pacchetti di impulsi dovuti a neutroni generati da reazioni di spallazione che influenzano le molteplicità relative alla sorgente neutronica.

Per verificare l'ipotesi relativa all'effetto di fondo, treni di impulsi ambientali reali sono stati raccolti con cavità di rivelazione vuota (aria) e piena (fusto con cemento). Tali treni di impulsi di fondo sono stati, poi, miscelati con i treni di impulsi simulati per ottenere un nuovo set di dati , "simulati+fondo" (sim&bkg), da confrontare con i dati reali.

Nei successivi paragrafi verranno illustrati i risultati delle analisi NCC, NMC e Rossi- α dei treni di impulsi sim&bkg e confrontati con i dati reali [1] [2].

8.2 CARATTERISTICHE DEL FONDO AMBIENTALE ENEA.

I treni di impulsi ambientali sono stati raccolti presso l'Impianto Plutonio del Centro Ricerche ENEA Casaccia di Roma, dove sono state effettuate le misure sperimentali. E', infatti, importante sottolineare che il fondo ambientale è locale e può presentare caratteristiche diverse da posto a posto; dovendo effettuare un confronto con i dati sperimentali, il fondo utilizzato deve necessariamente riferirsi al luogo di esecuzione delle misure.

Le analisi NCC ed NMC del treno di fondo ambientale, caratterizzato da un rateo medio pari a $(6.04 + 2.41) \text{ s}^{-1}$, sono riportate di seguito:

Prova fon_c.txt ANALISI NCC

Tempo di misura = 244103.159787 s *Totali* = 1474908 *Rateo* = 6.042150 n/s

T gate = 128.000000 *T predelay* = 4.000000 *T delay* = 1000.000000

Die away time = 71.141300 *Efficienza* = 0.065779

R + A = 0.263524 i/s

A = 1121 *A teor.* = 1140.686840 *delta* = 1.725876

R = 0.258932 i/s

Massa di Pu240 equivalente = 0.085182

Prova fon_c.txt ANALISI NMC

Tempo di misura = 244107.131883 s *Rateo* = 6.042150 n/s

Die-away time = 66.741186 microsecondi

<i>GATE</i>	<i>eps</i>	<i>Fs</i>	<i>Salfa</i>	<i>m240eq</i>
6.40	3.6381	0.0132	1.6324	0.0000
12.80	3.9280	0.0112	1.5143	0.0000
19.20	3.8695	0.0115	1.5370	0.0000
25.60	4.0064	0.0107	1.4853	0.0000
32.00	4.0509	0.0104	1.4692	0.0000
38.40	4.0549	0.0104	1.4678	0.0000
44.80	4.0633	0.0104	1.4648	0.0000
51.20	4.1313	0.0100	1.4411	0.0000
57.60	4.1027	0.0102	1.4510	0.0000
64.00	4.1454	0.0100	1.4362	0.0000
70.40	4.1250	0.0101	1.4432	0.0000
76.80	4.0959	0.0102	1.4533	0.0000
83.20	4.1223	0.0101	1.4441	0.0000
89.60	4.1343	0.0100	1.4400	0.0000
96.00	4.1345	0.0100	1.4399	0.0000

La distribuzione di fondo ambientale, raccolto con cavità di rivelazione vuota (aria), è illustrata nella Figura 8.1.

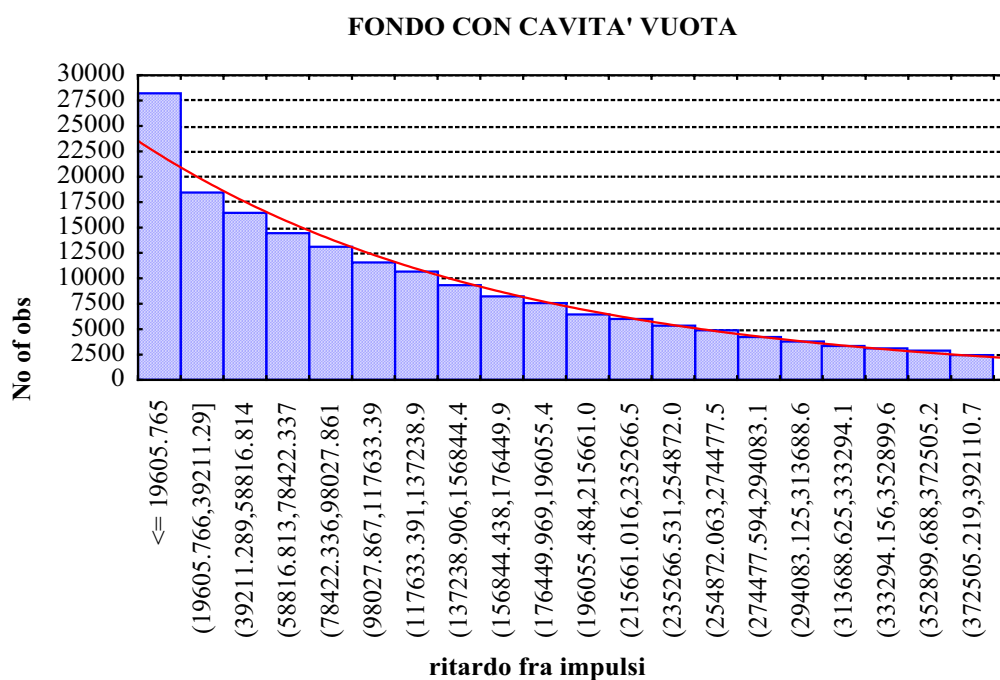


Figura 8.1: Distribuzione di fondo ambientale ENEA in aria.

La distribuzione di fondo ambientale, raccolto con cavità di rivelazione piena (cemento), è illustrata in Figura 8.2.

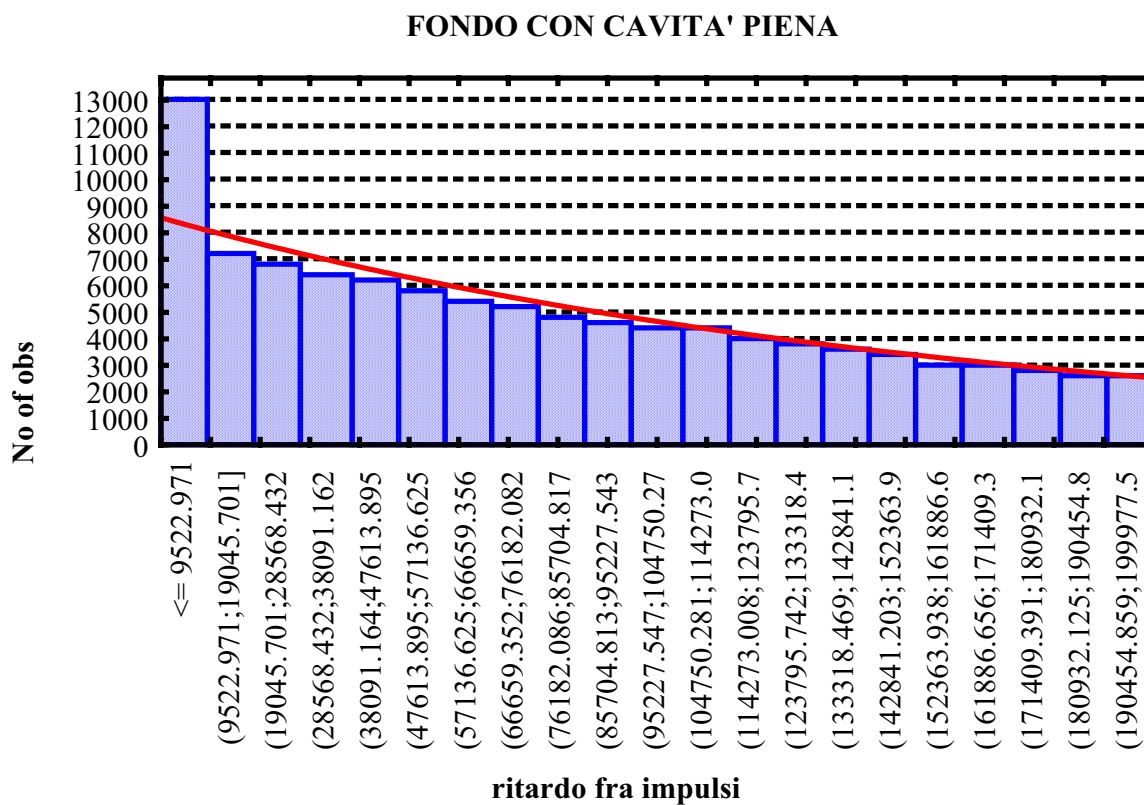


Figura 8.2: Distribuzione di fondo ambientale ENEA in cemento.

In entrambi i casi la distribuzione di probabilità di fondo ambientale si differenzia dalla distribuzione di Poisson (curva in rosso) soprattutto nella parte iniziale, dove sono presenti impulsi il cui ritardo medio è minore di 10000 μs , impulsi dovuti a neutroni prodotti da reazioni di spallazione.

8.3 RISULTATI NEUTRON COINCIDENCE COUNTING.

8.3.1 Matrice Aria.

Utilizzando come sorgente di calibrazione la PIDIE7 in unione con il treno di fondo ambientale con cavità vuota, i risultati della calibrazione del sistema “matrice + testa di rivelazione” simulati+fondo (sim&bkg) e sperimentali sono riportati in Tabella 8.1.

Tabella 8.1: Risultati di calibrazione, sim&bkg e sperimentali, del sistema “matrice + testa di rivelazione”, per la matrice ARIA.

<i>Massa: 0.15581 g</i>	<i>Calibrazione</i>	
	<i>ϵ (%)</i>	<i>τ (μs)</i>
<i>Reale</i>	<i>17.439 ± 0.00039</i>	<i>68.82 ± 0.59</i>
<i>Sim&bkg</i>	<i>17.339 ± 0.00041</i>	<i>67.97 ± 0.42</i>

I risultati, in termini di massa di $^{240}Pu_{eff}$, dell’analisi NCC dei treni di impulsi sim&bkg e sperimentali in aria sono riassunti nella Tabella 8.2, risultati ottenuti come media dei valori derivanti dall’analisi di 44 treni per la fase di simulazione, e 43 treni per la fase sperimentale.

Tabella 8.2: Risultati delle analisi NCC in ARIA.

Massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$ (g) – Matrice ARIA		
	Media del campione & Errore standard della media	
Massa di riferimento	Sim&bkg	Reale
0.04414	0.05236 ± 0.00017	0.05301 ± 0.00017
0.06271	0.06968 ± 0.00025	0.06820 ± 0.00058
0.08978	0.09492 ± 0.00036	0.09043 ± 0.00052
0.09721	0.10214 ± 0.00033	0.09793 ± 0.00079
0.13716	0.13922 ± 0.00035	0.13410 ± 0.00210
0.21851	0.21610 ± 0.00046	0.21371 ± 0.00054
0.29297	0.28632 ± 0.00138	0.28559 ± 0.00079
0.39017	0.37651 ± 0.00168	0.35890 ± 0.00490
0.47996	0.45694 ± 0.00154	0.44180 ± 0.00210
0.58681	0.56287 ± 0.00112	0.55330 ± 0.00140

L'accordo fra risultati sim&bkg e risultati reali è abbastanza buono, per tutti i valori di massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$.

8.3.2 Matrice Neoprene.

Nel caso di sorgente puntiforme posta al centro del fusto di contenimento, i risultati della calibrazione con PIDIE7 sono riportati in Tabella 8.3. Il fondo ambientale utilizzato per tali misure è quello con cavità piena.

Tabella 8.3: Risultati di calibrazione, sim&bkg e sperimentali, del sistema “matrice + testa di rivelazione”, per la matrice NEOPRENE.

Massa: 0.15581 g	Calibrazione	
	ε (%)	τ (μs)
Reale	10.877 ± 0.00038	70.90 ± 1.10
Sim&bkg	10.739 ± 0.00032	70.72 ± 0.20

I risultati, in termini di massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$, dell’analisi NCC dei treni di impulsi sim&bkg e sperimentali in neoprene, con sorgente in posizione R1A2, sono riassunti nella Tabella 8.4.

Tabella 8.4: Risultati delle analisi NCC in NEOPRENE, con sorgente posta al centro del fusto di contenimento.

Massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$ (g) – Matrice NEOPRENE		
	Media del campione & Errore standard della media	
Massa di riferimento	Sim&bkg	Reale
0.09721	0.10985 ± 0.00133	0.10560 ± 0.00110
0.13716	0.14107 ± 0.00234	0.13814 ± 0.00049

La Figura 8.3 riporta i risultati, in termini di bias $\frac{\Delta m}{m} = \frac{m_{\text{meas}} - m_{\text{ref}}}{m_{\text{ref}}}$, dell’analisi

NCC dei treni di impulsi sim&bkg e sperimentali in neoprene con sorgente posta nelle posizioni radiali R2A2, R3A2, R4A2, in ottimo accordo fra di loro.

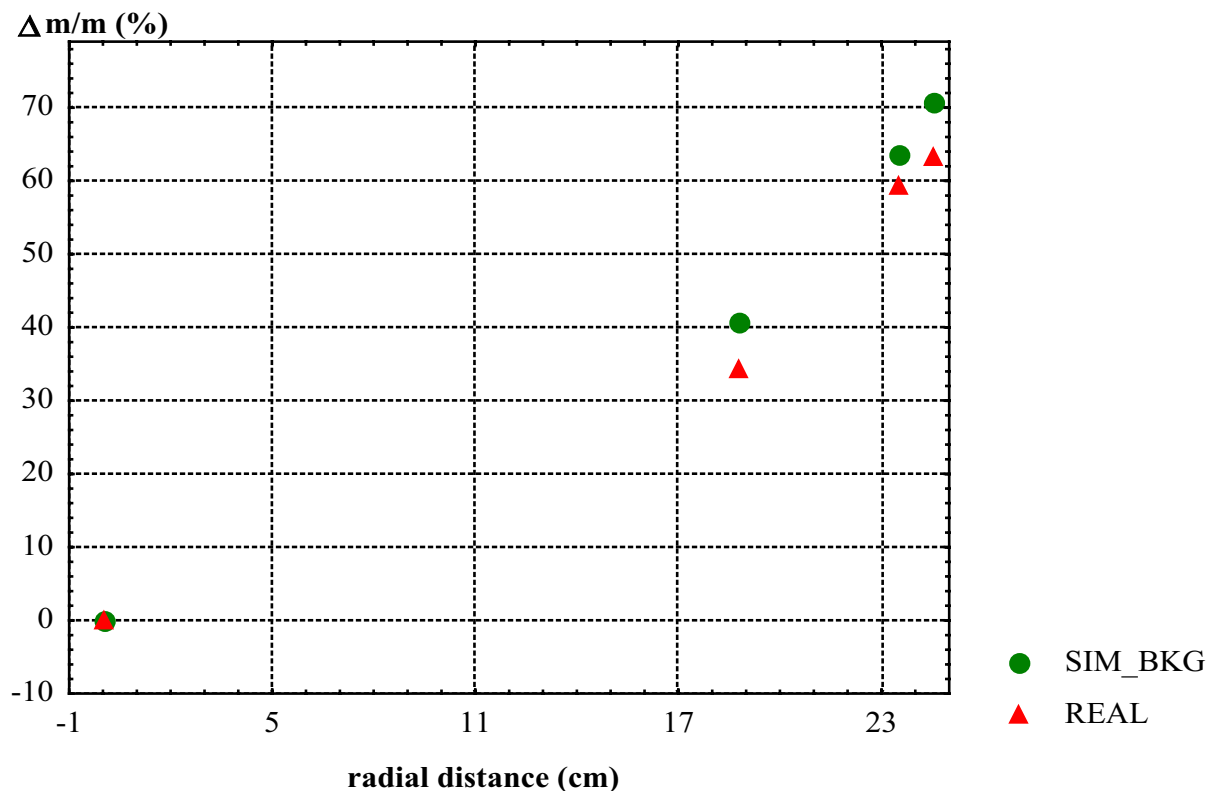


Figura 8.3: Risultati delle analisi NCC in NEOPRENE, con sorgente posta a diverse posizioni radiali.

8.3.3 Matrice Cemento.

I risultati della calibrazione con BCMN64 posta al centro del fusto di contenimento e fondo ambientale con cavità piena, sono riportati nella Tabella 8.5.

Tabella 8.5: Risultati di calibrazione, sim&bkg e sperimentali, del sistema “matrice + testa di rivelazione”, per la matrice CEMENTO.

<i>Massa: 2.056528 g</i>	<i>Calibrazione</i>	
	ε (%)	τ (μs)
<i>Reale</i>	2.83 ± 0.0003	73.28 ± 1.35
<i>Sim&bkg</i>	3.18 ± 0.00026	75.36 ± 0.97

La Tabella 8.6 riporta i risultati, in termini di massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$, dell'analisi NCC dei treni di impulsi sim&bkg e sperimentali, in matrice cemento, con sorgenti poste al centro del fusto.

Tabella 8.6: Risultati delle analisi NCC in CEMENTO, con sorgente posta al centro del fusto di contenimento.

<i>Massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$ (g) – Matrice CEMENTO</i>		
	<i>Media del campione & Errore standard della media</i>	
<i>Massa di riferimento</i>	<i>Sim&bkg</i>	<i>Reale</i>
0.372	0.507 ± 0.0126	0.726 ± 0.003
0.882	1.093 ± 0.0263	1.087 ± 0.016
1.390	1.505 ± 0.0437	1.490 ± 0.017

Le Figure 8.4, 8.5, 8.6 illustrano i risultati, in termini di bias $\frac{\Delta m}{m}$, delle analisi NCC relative ai treni di impulsi sim&bkg e sperimentali, con sorgente BCMN posta nelle posizioni R1A1, R2A1, R4A1, per la Figura 8.4, R1A2, R2A2, R3A2, R4A2, per la Figura 8.5, R1A3, R2A3, R4A3, per la Figura 8.6.

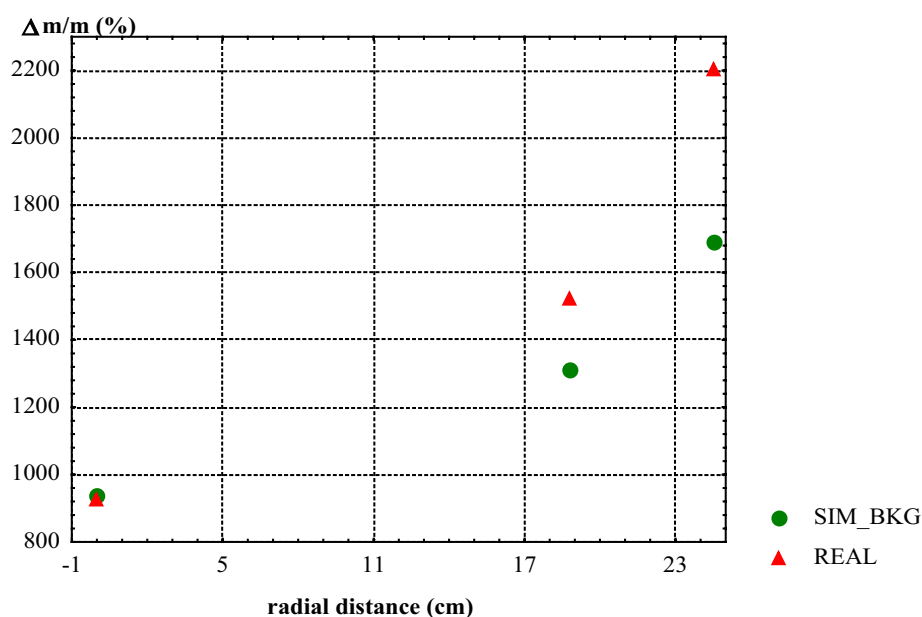


Figura 8.4: Risultati delle analisi NCC in CEMENTO, con sorgente posta a diverse posizioni radiali, in corrispondenza del piano superiore del fusto.

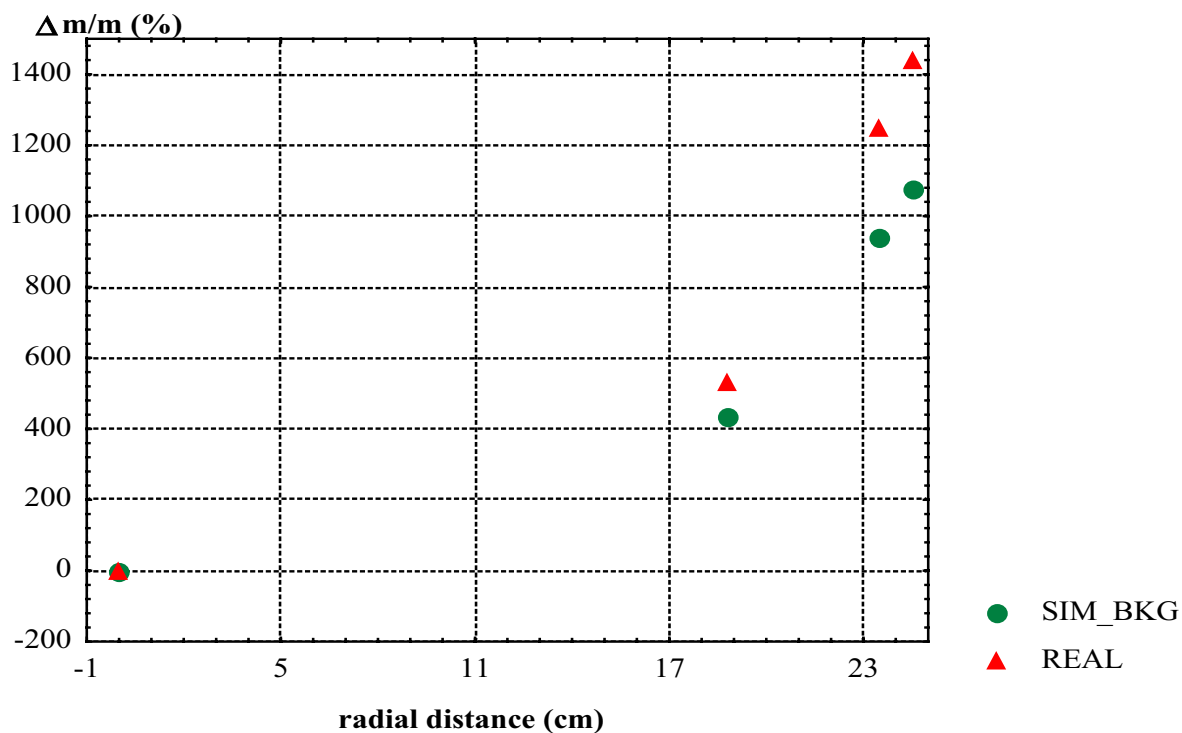


Figura 8.5: Risultati delle analisi NCC in CEMENTO, con sorgente posta a diverse posizioni radiali, in corrispondenza del piano di mezzeria del fusto.

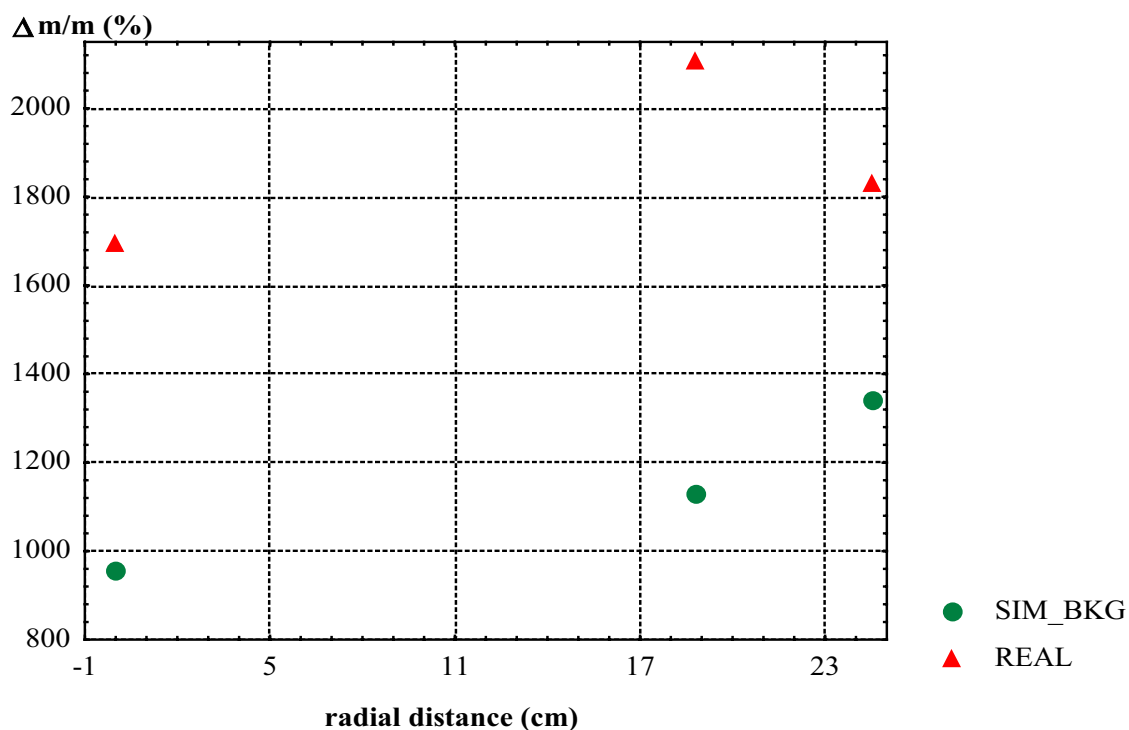


Figura 8.6: Risultati delle analisi NCC in CEMENTO, con sorgente posta a diverse posizioni radiali, in corrispondenza del piano inferiore del fusto.

Ad eccezione del caso di sorgente posta in corrispondenza del piano inferiore del fusto, dove la diffusione dei neutroni da parte del pavimento del sistema di rivelazione gioca un ruolo significativo, l'accordo fra risultati sperimentali e dati sim&bkg è abbastanza buono.

8.4 RISULTATI NEUTRON MULTIPLICITY COUNTING.

8.4.1 Matrice Aria.

Le Tabelle 8.7 e 8.8 riportano i risultati, in termini di efficienza di rivelazione, ε , e di die away time, τ , dell'analisi NMC dei treni di impulsi sim&bkg e sperimentali in aria, per le unità gate 6.4 e 25.6 μs : essi sono forniti come media dei valori relativi a ciascun campione analizzato.

Tabella 8.7: Risultati NMC (6.4 μs) di efficienza, ε , e die away time, τ

	Unità gate: 6.4 μs – Matrice ARIA	
	ε (%)	τ (μs)
Reale	39.73 ± 0.853	69.31 ± 0.1988
Sim&bkg	29.30 ± 0.294	68.81 ± 0.1886

Tabella 8.8: Risultati NMC (25.6 μs) di efficienza, ε , e die away time, τ

	Unità gate: 25.6 μs – Matrice ARIA	
	ε (%)	τ (μs)
Reale	38.14 ± 0.747	69.37 ± 0.8450
Sim&bkg	30.68 ± 0.346	70.55 ± 0.3445

I risultati, in termini di massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$, dell'analisi NMC dei treni di impulsi sim&bkg e sperimentali in aria sono riassunti nelle Tabelle 8.9 e 8.10, risultati ottenuti come media dei valori derivanti dall'analisi di 44 treni per la fase di simulazione, e 43 treni per la fase sperimentale.

Tabella 8.9: Risultati delle analisi NMC (6.4 μ s) in ARIA.

Massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$ (g) – Matrice ARIA – Unità gate: 6.4 μs		
	Media del campione & Errore standard della media	
Massa di riferimento	Sim&bkg	Reale
0.04414	0.011 \pm 0.0031	0.0084 \pm 0.0019
0.06271	0.018 \pm 0.0053	0.0129 \pm 0.0062
0.08978	0.034 \pm 0.010	0.0342 \pm 0.0048
0.09721	0.035 \pm 0.010	0.0428 \pm 0.0038
0.13716	0.058 \pm 0.017	0.0400 \pm 0.0190
0.15581	0.067 \pm 0.019	0.0470 \pm 0.0150
0.21851	0.149 \pm 0.012	0.1140 \pm 0.0130
0.29297	0.213 \pm 0.021	0.2063 \pm 0.0061
0.39017	0.325 \pm 0.030	0.1980 \pm 0.0340
0.47996	0.426 \pm 0.011	0.3290 \pm 0.0240
0.58681	0.5081 \pm 0.002	0.4268 \pm 0.0088

Tabella 8.10: Risultati delle analisi NMC (25.6 μ s) in ARIA.

Massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$ (g) – Matrice ARIA – Unità gate: 25.6 μs		
	Media del campione & Errore standard della media	
Massa di riferimento	Sim&bkg	Reale
0.04414	0.0106 ± 0.0032	0.0095 ± 0.0023
0.06271	0.0186 ± 0.0057	0.0121 ± 0.0059
0.08978	0.0330 ± 0.010	0.0327 ± 0.0045
0.09721	0.0350 ± 0.011	0.0462 ± 0.0041
0.13716	0.060 ± 0.018	0.0400 ± 0.0190
0.15581	0.070 ± 0.020	0.0480 ± 0.0150
0.21851	0.152 ± 0.0081	0.1050 ± 0.0150
0.29297	0.210 ± 0.017	0.2020 ± 0.0100
0.39017	0.325 ± 0.017	0.1870 ± 0.0410
0.47996	0.431 ± 0.0024	0.3260 ± 0.0170
0.58681	0.526 ± 0.012	0.4471 ± 0.0073

L'accordo fra dati sim&bkg e risultati sperimentali è abbastanza buono, presentando entrambi una leggera sottostima rispetto ai valori di riferimento, ed è migliorato rispetto al caso dati simulati / risultati sperimentali.

8.4.2 Matrice Neoprene.

L'efficienza di rivelazione, ϵ , e il die away time, τ , delle analisi NMC dei treni di impulsi sim&bkg e sperimentali, nel caso di sorgente puntiforme posta al centro del fusto di contenimento, sono riportati nelle Tabelle 8.11, per l'unità gate 6.4 μ s, e 8.12, per l'unità gate 25.6 μ s.

Tabella 8.11: Risultati NMC (6.4 μ s) di efficienza, ε , e die away time, τ

	Unità gate: 6.4 μs – Matrice NEOPRENE	
	ε (%)	τ (μs)
Reale	38.70 ± 0.576	70.65 ± 0.4996
Sim&bkg	52.03 ± 0.121	69.60 ± 0.2949

Tabella 8.12: Risultati NMC (25.6 μ s) di efficienza, ε , e die away time, τ

	Unità gate: 25.6 μs – Matrice NEOPRENE	
	ε (%)	τ (μs)
Reale	36.17 ± 0.361	72.16 ± 1.1802
Sim&bkg	51.57 ± 0.148	70.59 ± 1.1692

Le Tabelle 8.13 e 8.14 riportano i risultati, in termini di massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$, delle analisi NMC dei treni di impulsi sim&bkg, confrontati con i dati sperimentali, nel caso sorgente neutronica posta al centro del fusto contenente neoprene.

Tabella 8.13: Risultati delle analisi NMC (6.4 μ s) in NEOPRENE, con sorgente posta al centro del fusto di contenimento.

Massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$ (g) – Matrice NEOPRENE – Unità gate: 6.4 μs		
	Media del campione & Errore standard della media	
Massa di riferimento	Sim&bkg	Reale
0.09721	0.0043 ± 0.0021	0.0089 ± 0.0035
0.13716	0.0109 ± 0.0032	0.0282 ± 0.0094
0.15581	0.0148 ± 0.0041	0.0190 ± 0.0120

Tabella 8.14: Risultati delle analisi NMC (25.6 μ s) in NEOPRENE, con sorgente posta al centro del fusto di contenimento.

<i>Massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$ (g) – Matrice NEOPRENE – Unità gate: 25.6 μs</i>		
	<i>Media del campione & Errore standard della media</i>	
<i>Massa di riferimento</i>	<i>Sim&bkg</i>	<i>Reale</i>
0.09721	0.0042 \pm 0.0021	0.0098 \pm 0.0032
0.13716	0.0127 \pm 0.0037	0.0245 \pm 0.0078
0.15581	0.0177 \pm 0.0049	0.0179 \pm 0.0078

I dati sim&bkg sono molto simili ai risultati sperimentali, sottostimando entrambi i valori di riferimento.

Le Figure 8.7 e 8.8 illustrano, per le unità gate 6.4 e 25.6 μ s, i risultati, in termini di bias, sim&bkg e sperimentali, nel caso di sorgenti puntiformi poste in altre posizioni radiali in corrispondenza del piano di mezzeria del fusto di contenimento.

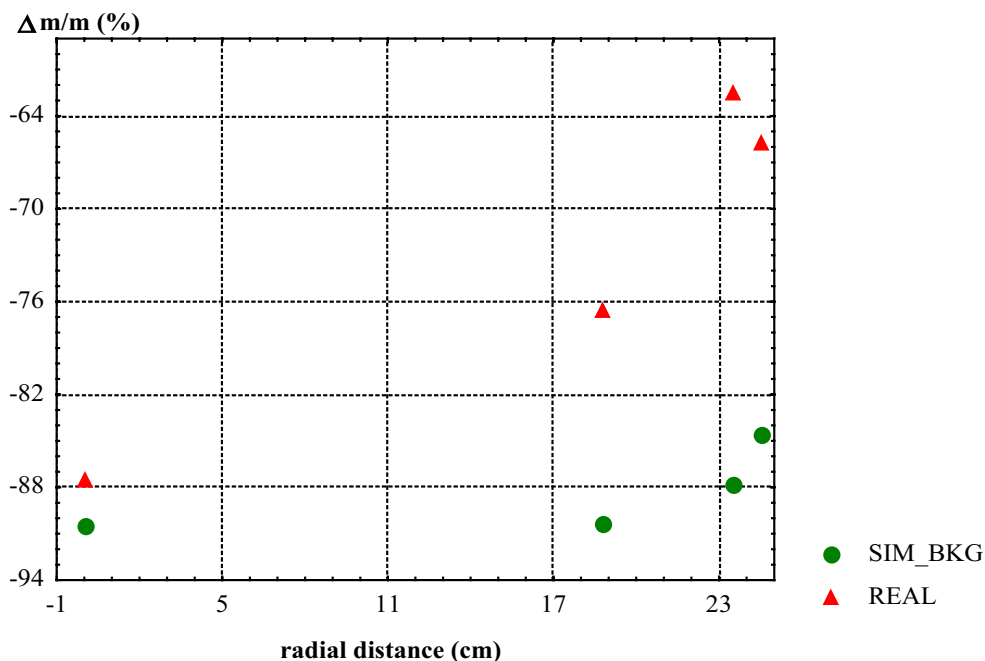


Figura 8.7: Risultati delle analisi NMC (gate 6.4 μ s) in NEOPRENE, con sorgente posta a diverse posizioni radiali, in corrispondenza del piano di mezzeria del fusto.

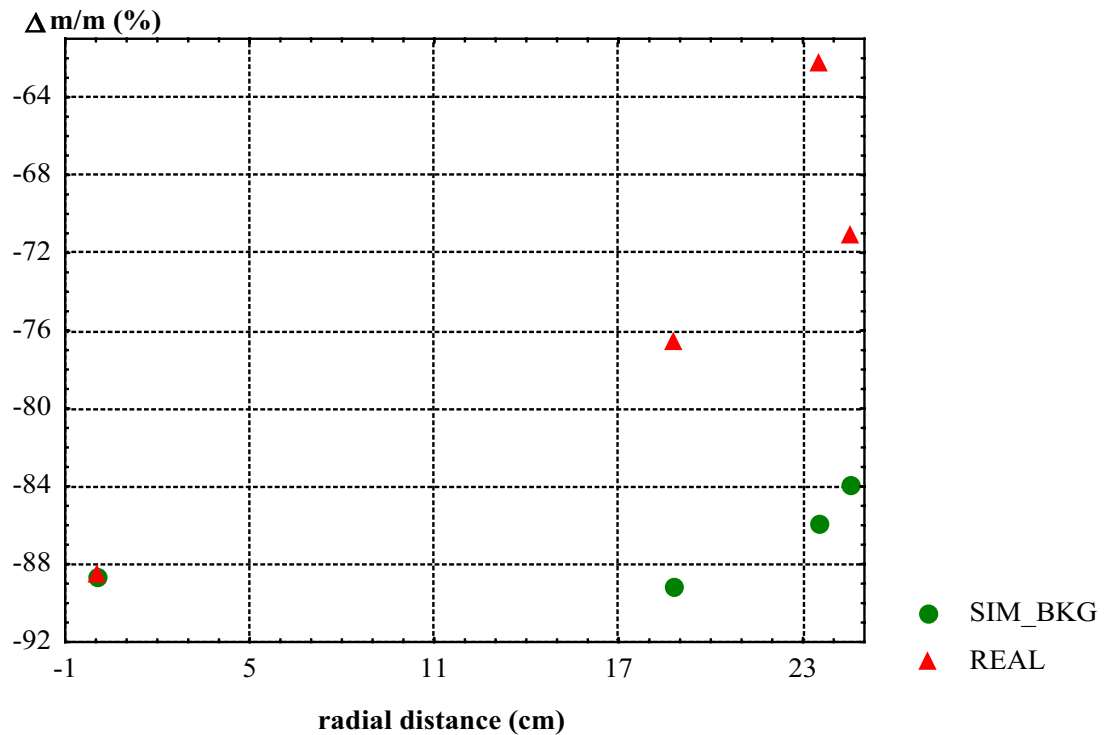


Figura 8.8: Risultati delle analisi NMC (gate 25.6 μs) in NEOPRENE, con sorgente posta a diverse posizioni radiali, nel piano di mezzeria del fusto.

Il range di variazione del bias $\frac{\Delta m}{m}$ (%), per i risultati sim&bkg / reali, si è ridotto rispetto al caso simulati / reali, evidenziando, dunque, un miglioramento nell'accordo dei suddetti dati.

8.4.3 Matrice Cemento.

Le Tabelle 8.15 e 8.16 riportano i risultati, in termini di efficienza di rivelazione, ε , e di die away time, τ , dell'analisi NMC dei treni di impulsi sim&bkg e sperimentali in cemento, per le unità gate 6.4 e 25.6 μs , nel caso di sorgenti puntiformi di neutroni poste al centro del fusto di contenimento (pos R1A2).

Tabella 8.15: Risultati NMC (6.4 μ s) di efficienza, ε , e die away time, τ

	Unità gate: 6.4 μs – Matrice CEMENTO	
	ε (%)	τ (μs)
Reale	106.5 ± 2.371	69.49 ± 0.5477
Sim&bkg	143.25 ± 3.243	70.80 ± 1.2384

Tabella 8.16: Risultati NMC (25.6 μ s) di efficienza, ε , e die away time, τ

	Unità gate: 25.6 μs – Matrice CEMENTO	
	ε (%)	τ (μs)
Reale	102.2 ± 2.414	75.92 ± 1.2378
Sim&bkg	154.0 ± 3.645	69.825 ± 0.5949

I risultati sim&bkg e reali, in termini di massa, per sorgenti del tipo BCMN poste al centro del fusto contenente cemento, sono riassunti nelle Tabelle 8.17 e 8.18, per le unità gate 6.4 e 25.6 μ s, rispettivamente.

Tabella 8.17: Risultati delle analisi NMC (6.4 μ s) in CEMENTO, con sorgente posta al centro del fusto di contenimento.

Massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$ (g) – Matrice CEMENTO – Unità gate: 6.4 μs		
	Media del campione & Errore standard della media	
Massa di riferimento	Sim&bkg	Reale
0.372	0.00087 ± 0.0004	0.00038 ± 0.0002
0.882	0.0028 ± 0.0013	0.0017 ± 0.0008
1.390	0.0142 ± 0.0061	0.0112 ± 0.0036
2.056	0.030 ± 0.014	0.0037 ± 0.0013

**Tabella 8.18: Risultati delle analisi NMC (25.6 μ s) in CEMENTO,
con sorgente posta al centro del fusto di contenimento.**

Massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$ (g) – Matrice CEMENTO – Unità gate: 25.6 μs		
	Media del campione & Errore standard della media	
Massa di riferimento	Sim&bkg	Reale
0.372	0.0009 ± 0.0004	0.0004 ± 0.0002
0.882	0.0029 ± 0.0015	0.0016 ± 0.0004
1.390	0.0113 ± 0.0054	0.0119 ± 0.0036
2.056	0.034 ± 0.017	0.0038 ± 0.0015

Anche nel caso della matrice cemento, è possibile notare un notevole miglioramento dell'accordo fra risultati sim&bkg e sperimentali.

I risultati, in termini di bias $\frac{\Delta m}{m}$, dell'analisi NMC dei treni di impulsi sim&bkg e sperimentali in cemento con sorgente posta nelle altre posizioni radiali e assiali sono illustrati nelle Figure 8.9 (piano superiore del fusto di contenimento, pos R1A1, R2A1, R4A1), 8.10 (piano di mezzeria, pos. R1A2, R2A2, R3A2, R4A2), 8.11 (piano inferiore, pos R1A3, R2A3, R4A3). Le figure riportate sono relative all'unità gate 6.4 μ s, data l'analogia con quelle relative all'unità gate 25.6 μ s.

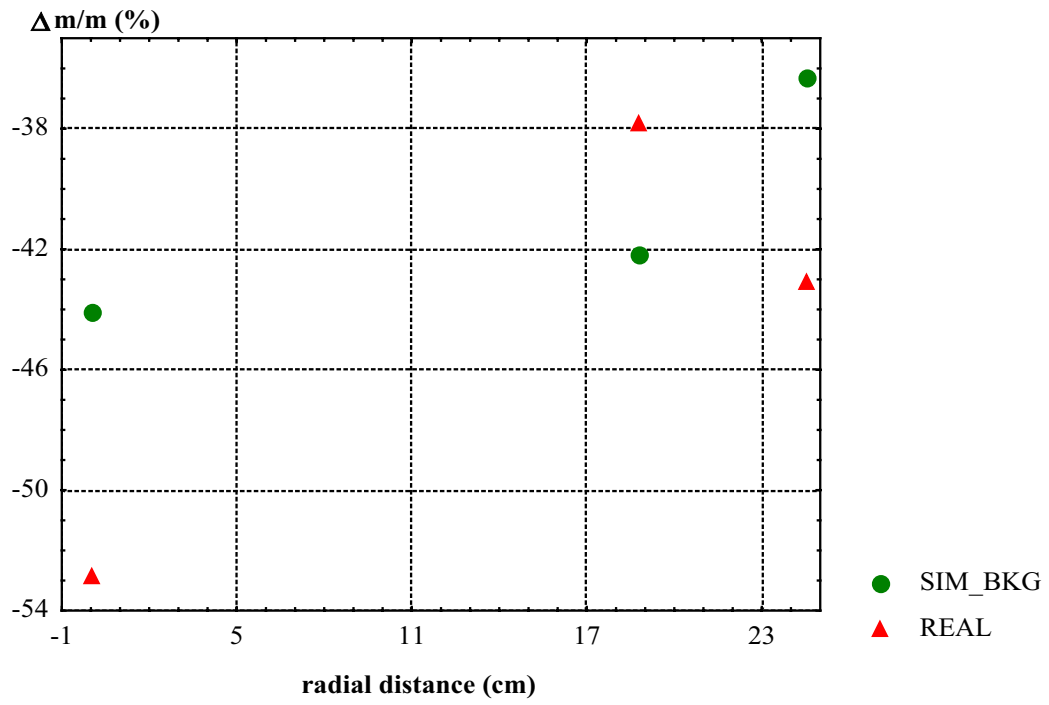


Figura 8.9: Risultati delle analisi NMC (gate $6.4 \mu s$) in CEMENTO, con sorgente posta a diverse posizioni radiali, in corrispondenza del piano superiore del fusto.

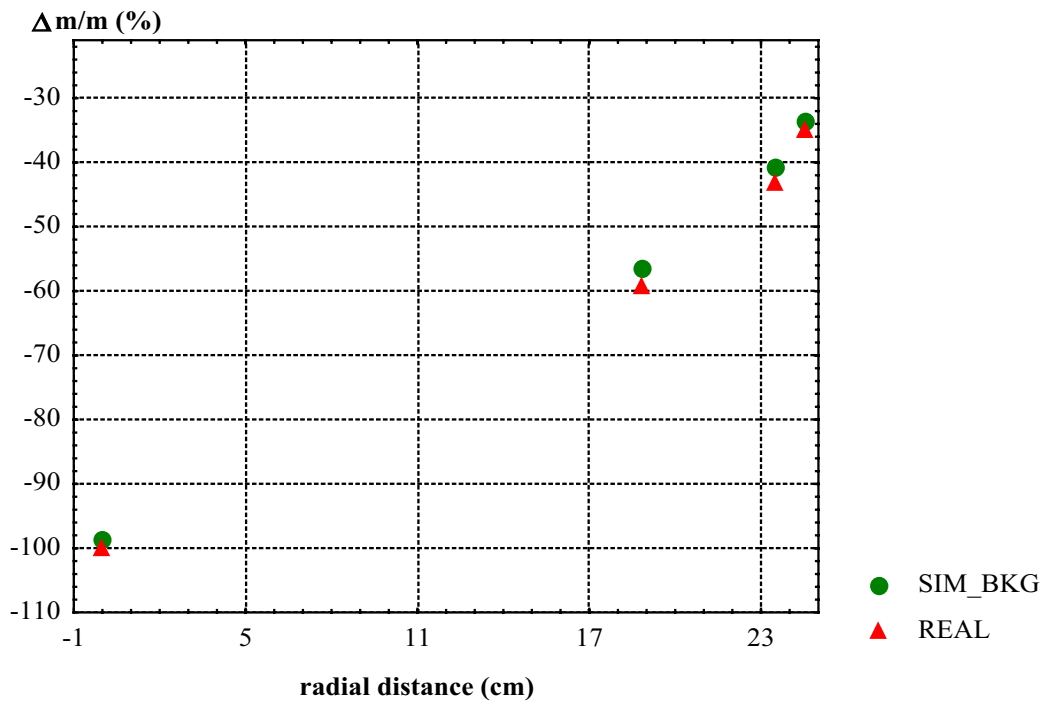


Figura 8.10: Risultati delle analisi NMC (gate $6.4 \mu s$) in CEMENTO, con sorgente posta a diverse posizioni radiali, in corrispondenza del piano di mezzeria del fusto.

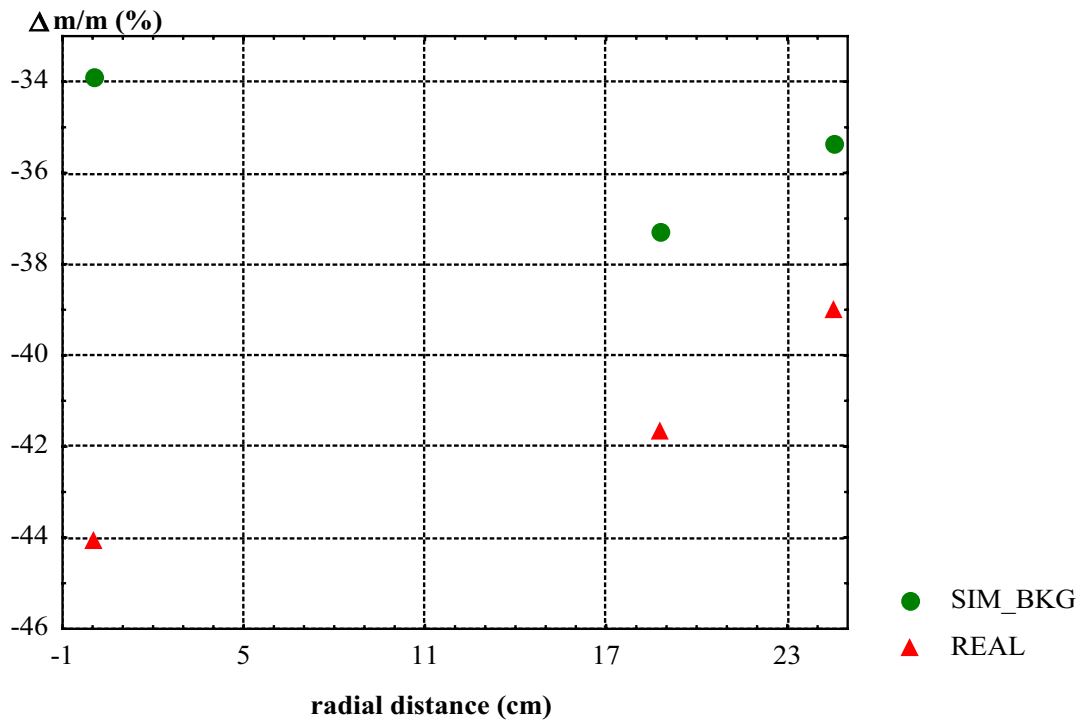


Figura 8.11: Risultati delle analisi NMC (gate $6.4 \mu s$) in CEMENTO, con sorgente posta a diverse posizioni radiali, in corrispondenza del piano inferiore del fusto.

L'esame delle figure evidenzia un netto miglioramento dell'accordo risultati sim&bkg / sperimentali, data la riduzione del range di variazione del bias $\frac{\Delta m}{m}$ dei suddetti valori.

8.5 RISULTATI DELLA TECNICA ROSSI- α

8.5.1 Matrice Aria.

La Tabella 8.19 riporta i risultati, in termini di efficienza di rivelazione, ϵ , e di die away time, τ , dell'analisi Rossi- α dei treni di impulsi sim&bkg e sperimentali, per sorgenti neutroniche puntiformi tipo PIDIE in aria: essi sono forniti come media dei valori relativi a ciascun campione. E' bene ricordare che, nel caso di matrice aria, il treno di impulsi di fondo è quello relativo alla cavità vuota.

Tabella 8.19: Risultati Rossi- α di efficienza, ε , e die away time, τ

	Matrice ARIA	
	ε (%)	τ (μs)
Reale	51.97 ± 1.131	64.59 ± 0.5766
Sim&bkg	31.53 ± 0.448	62.61 ± 0.4129

La Tabella 8.20 riporta, invece, i risultati, in termini di massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$, dell'analisi Rossi- α degli stessi treni di impulsi, risultati ottenuti come media dei valori derivanti dall'analisi di 44 treni per la fase di simulazione, e 43 treni per la fase sperimentale.

Tabella 8.20: Risultati dell'analisi Rossi- α in ARIA.

Massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$ (g) – Matrice ARIA		
	Media del campione & Errore standard della media	
Massa di riferimento	Sim&bkg	Reale
0.04414	0.0048 ± 0.0015	0.00345 ± 0.00083
0.06271	0.009 ± 0.0028	0.0033 ± 0.0014
0.08978	0.0176 ± 0.0055	0.0182 ± 0.0087
0.09721	0.0186 ± 0.0053	0.0254 ± 0.0079
0.13716	0.0612 ± 0.0092	0.019 ± 0.010
0.15581	0.0727 ± 0.0085	0.021 ± 0.010
0.21851	0.125 ± 0.017	0.097 ± 0.012
0.29297	0.176 ± 0.020	0.187 ± 0.013
0.39017	0.292 ± 0.046	0.181 ± 0.057
0.47996	0.403 ± 0.021	0.29 ± 0.05
0.58681	0.518 ± 0.038	0.439 ± 0.017

L'esame della tabella evidenzia un netto miglioramento dell'accordo dei dati *sim&bkg* / sperimentali, soprattutto nel caso delle sorgenti aventi massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$ inferiore.

8.5.2 Matrice Neoprene.

L'efficienza di rivelazione, ε , e il die away time, τ , ottenuti come media dei risultati forniti dall'analisi Rossi- α dei treni di impulsi *sim&bkg* e sperimentali relativi a ciascun campione, posto al centro del contenitore, sono riportati nella Tabella 8.21. Il fondo ambientale utilizzato nel caso della matrice neoprene, così come nel caso della matrice cemento, è quello con cavità piena.

Tabella 8.21: Risultati Rossi- α di efficienza, ε , e die away time, τ

	Matrice NEOPRENE	
	ε (%)	τ (μs)
Reale	70.67 ± 1.097	65.63 ± 1.4746
Sim&bkg	107.33 ± 9.061	64.59 ± 0.6294

La Tabella 8.22 riassume i risultati, in termini di massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$, dell'analisi Rossi- α dei treni di impulsi *sim&bkg* e reali relativi a sorgenti tipo PIDIE poste al centro del fusto contenente neoprene. (pos. R1A2) .

**Tabella 8.22: Risultati delle analisi Rossi- α in NEOPRENE,
con sorgente posta al centro del fusto di contenimento.**

Massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$ (g) – Matrice NEOPRENE		
	Media del campione & Errore standard della media	
Massa di riferimento	Sim&bkg	Reale
0.09721	0.00179 ± 0.0009	0.0035 ± 0.0024
0.13716	0.0051 ± 0.0024	0.0076 ± 0.0027
0.15581	0.0073 ± 0.0034	0.0125 ± 0.0085

E' possibile verificare, dall'esame della tabella, che l'accordo fra il nuovo set di dati sim&bkg e i valori sperimentali è notevolmente migliorato rispetto al caso simulati / sperimentali.

La Figura 8.12 illustra i risultati, in termini di bias $\frac{\Delta m}{m}$, dell'analisi Rossi- α dei treni di impulsi provenienti dalla sorgente PIDIE7 posta in diverse posizioni radiali, in corrispondenza del piano di mezzeria del contenitore (pos. R1A2, R2A2, R3A2, R4A2).

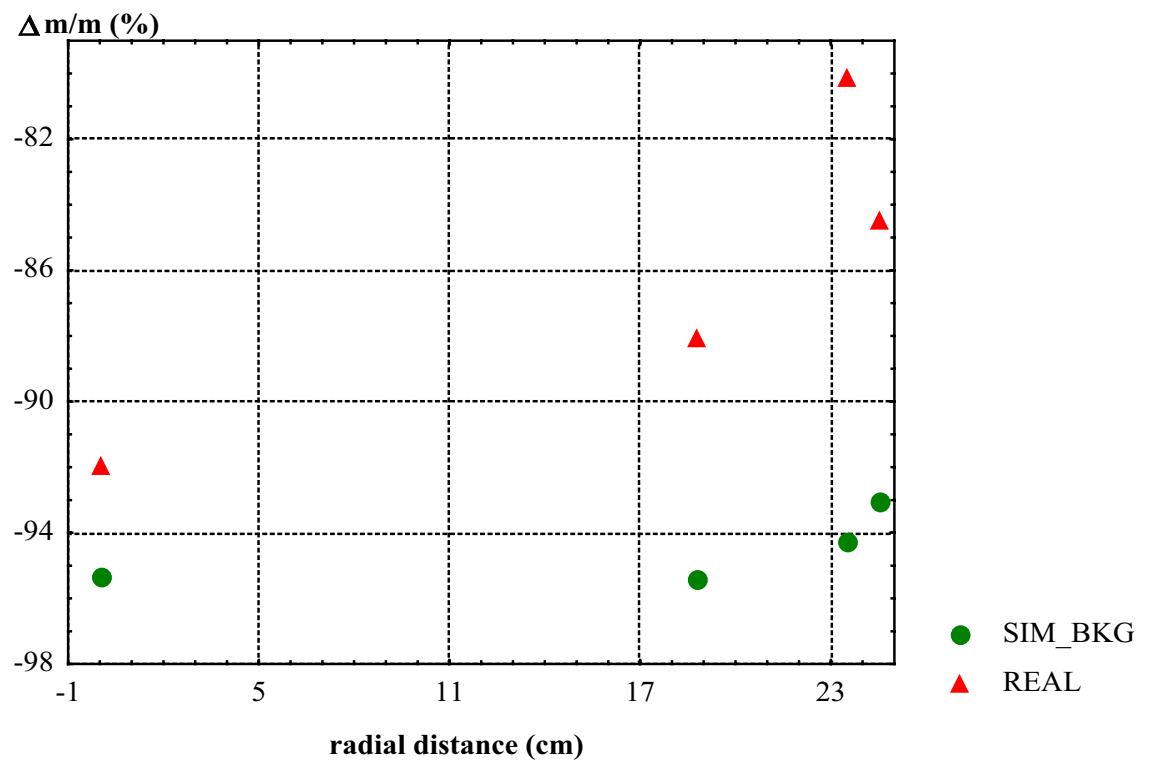


Figura 8.12: Risultati delle analisi Rossi- α in NEOPRENE, con sorgente posta a diverse posizioni radiali, in corrispondenza del piano di mezzeria del fusto.

Anche per ciò che riguarda gli effetti di localizzazione della sorgente, notiamo che il disaccordo fra sim&bkg e reali è diminuito dal momento che il range di variazione del bias $\frac{\Delta m}{m}$ è passato da 0 – 100 % (vedi Figura 7.13) a 80 – 95 %.

8.5.3 Matrice Cemento.

Nel caso della matrice cemento entro cui sono inserite sorgenti neutroniche puntiformi tipo BCMN al centro del fusto, l'analisi Rossi- α dei treni di impulsi *sim&bkg* dà i seguenti risultati, in termini di efficienza e die away time:

Tabella 8.23: Risultati Rossi- α di efficienza, ε , e die away time, τ

	Matrice CEMENTO	
	ε (%)	τ (μs)
Reale	142.75 ± 2.747	63.96 ± 2.1574
Sim&bkg	163.75 ± 2.887	64.60 ± 1.4071

Le analisi Rossi- α dei medesimi treni di impulsi danno i seguenti risultati, in termini di massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$, risultati posti a confronto con i valori ottenuti sperimentalmente:

Tabella 8.23: Risultati delle analisi Rossi- α in CEMENTO, con sorgente posta al centro del fusto di contenimento.

Massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$ (g) – Matrice CEMENTO		
	Media del campione & Errore standard della media	
Massa di riferimento	Sim&bkg	Reale
0.372	0.0004 ± 0.0002	0.00023 ± 0.0001
0.882	0.0012 ± 0.0005	0.00067 ± 0.0003
1.390	0.0068 ± 0.0037	0.0056 ± 0.002
2.056	0.0157 ± 0.0081	0.00138 ± 0.0007

La tabella evidenzia un notevole miglioramento, come nel caso delle altre matrici e delle altre tecniche di correlazione temporale, dell'accordo dei dati *sim&bkg* / sperimentali.

Le Figure 8.13, 8.14 e 8.15 illustrano i risultati, in termini di bias, delle analisi Rossi- α dei treni di impulsi sim&bkg e sperimentali per sorgente puntiforme BCMN64 posta a diverse posizioni radiali in corrispondenza, rispettivamente, del piano superiore, del piano di mezzeria e del piano inferiore del fusto di contenimento.

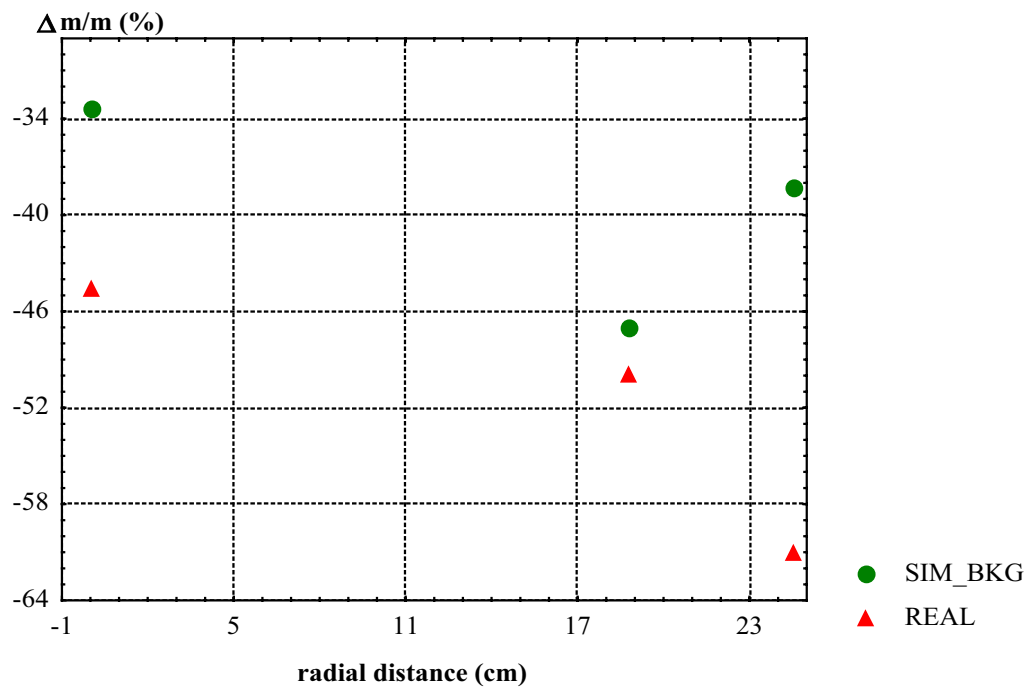


Figura 8.13: Risultati delle analisi Rossi- α in CEMENTO, con sorgente posta a diverse posizioni radiali, in corrispondenza del piano superiore del fusto.

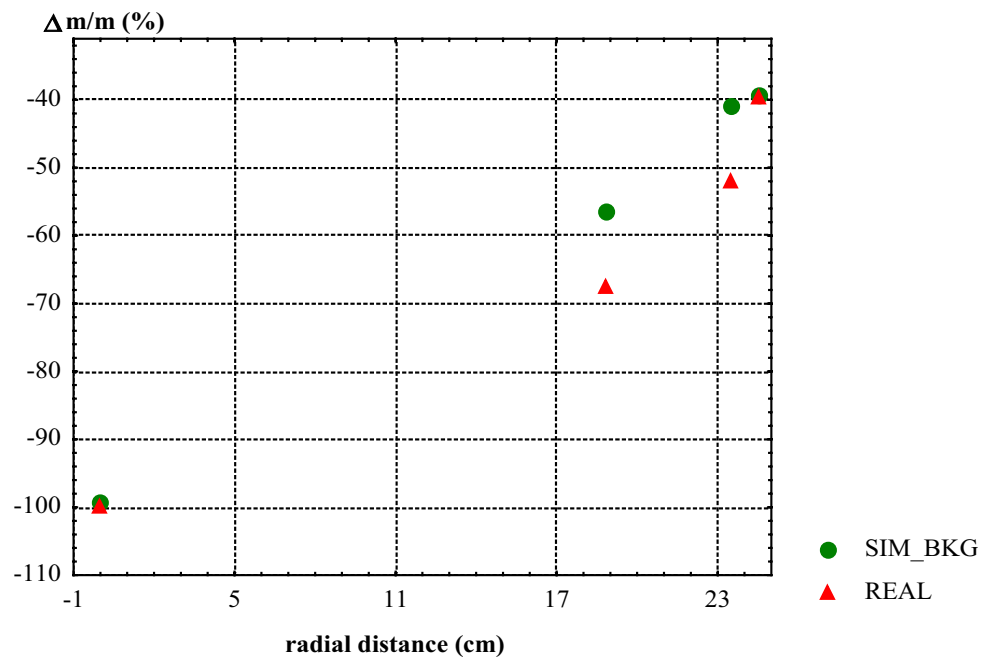


Figura 8.14: Risultati delle analisi Rossi- α in CEMENTO, con sorgente posta a diverse posizioni radiali, in corrispondenza del piano di mezzeria del fusto.

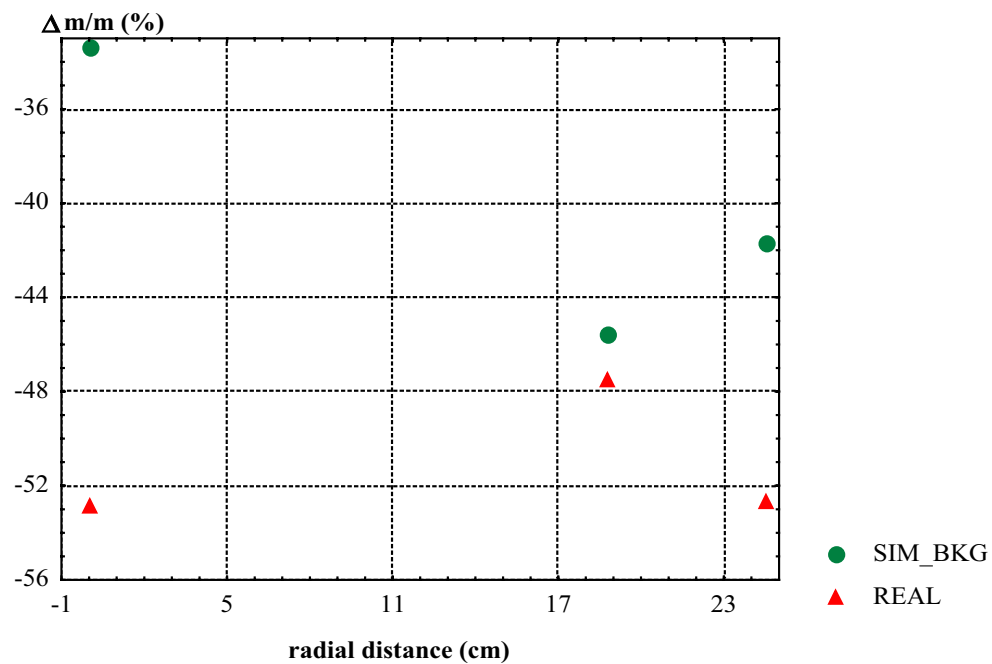


Figura 8.15: Risultati delle analisi Rossi- α in CEMENTO, con sorgente posta a diverse posizioni radiali, in corrispondenza del piano inferiore del fusto.

Data la significativa diminuzione del range di variazione del bias fra risultati *sim&bkg* e sperimentali, possiamo dedurre che anche per la matrice cemento si verifica un notevole miglioramento dell'accordo dati *sim&bkg* / sperimentali.

8.6 VALIDAZIONE DELLA PROCEDURA DI SIMULAZIONE.

Calcolando, per tutte le tecniche di correlazione temporale studiate, il rapporto:

$$\frac{\Delta m}{m} = \frac{m_{meas} - m_{ref}}{m_{ref}}$$

dove

m_{meas} = risultati *sim&bkg* e sperimentali;

m_{ref} = valori di riferimento,

e unendo i risultati ottenuti da tutte le configurazioni precedentemente analizzate, è stata ottenuta una nuova serie di dati, relativa ai valori simulati + fondo (*sim&bkg*), da confrontare con il set di dati sperimentali.

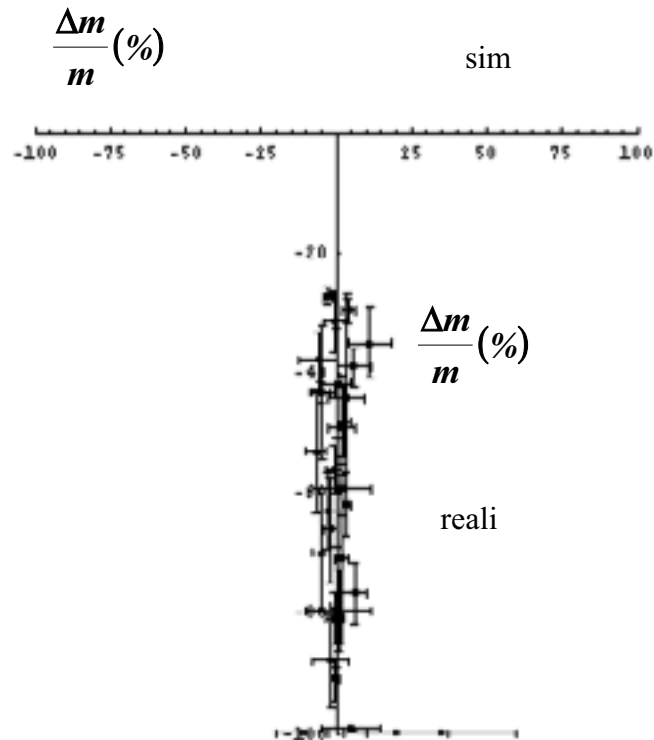
I nuovi coefficienti di correlazione, R , fra dati *sim&bkg* e dati sperimentali, per ciascuna tecnica di correlazione temporale, sono riportati nella Tabella 8.24.

Tabella 8.24: Coefficiente di correlazione, R , fra dati *sim&bkg* e reali.

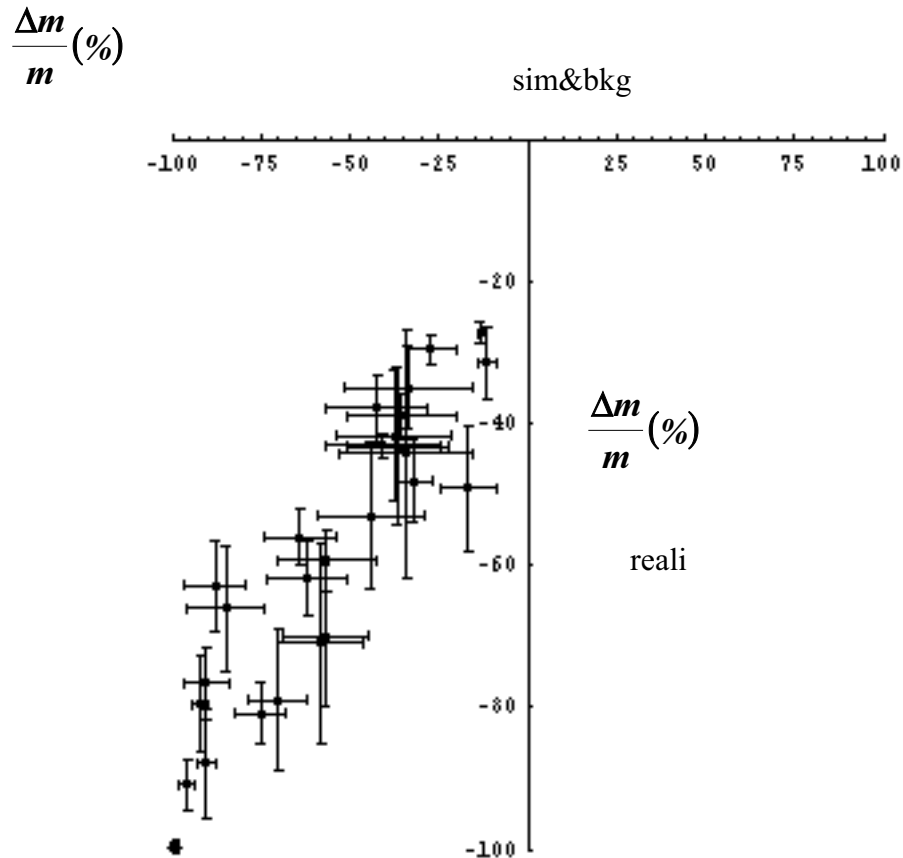
TEST DI CONVALIDA		
TCM	Numero di dati	Coefficiente di correlazione <i>sim&bkg</i> / reali
NCC	27	0.97763
NMC	32	0.93199
Rossi-α	32	0.91946

Il coefficiente di correlazione R è notevolmente aumentato per le tecniche NMC e Rossi- α , passando, rispettivamente, da 0.16 e 0.19 a 0.93 e 0.92. Ciò indica che il fondo gioca un ruolo fondamentale per le suddette tecniche, basate sulle molteplicità elevate di neutroni, mentre è praticamente ininfluenza nella tecnica NCC, basata sulle coincidenze osservate.

Per permettere una valutazione qualitativa degli effetti di fondo un confronto fra dati simulati / reali e dati sim&bkg / reali, nel caso della tecnica NMC, è mostrato nelle Figure 8.16 e 8.17, rispettivamente.



**Figura 8.16: Effetti di fondo per la tecnica NMC:
confronto dati simulati / reali.**



**Figura 8.17: Effetti di fondo per la tecnica NMC:
confronto dati sim&bkg / reali.**

La figura evidenzia come l'accordo fra dati sim&bkg e risultati sperimentali migliora rispetto al caso dati simulati / sperimentali, disponendosi i primi sulla bisettrice del I e III quadrante.

Come conseguenza, si può concludere che la procedura di simulazione così concepita può considerarsi valida e può essere ritenuta applicabile.

8.7 COMPLETAMENTO DEL GENERATORE DEL TRENO DI IMPULSI CON L'EFFETTO DI FONDO AMBIENTALE.

Data l'importanza dell'effetto di fondo ambientale, si è ritenuto opportuno completare la procedura di simulazione con la realizzazione di un software per la generazione di un treno di impulsi ambientale: il treno di impulsi simulato relativo ad una sorgente neutronica, puntiforme o uniformemente distribuita, viene miscelato al treno di impulsi ambientale per dare origine ad un nuovo treno di

impulsi, completamente simulato, che rappresenta la riproduzione del treno di impulsi sperimentale.

Tale software, scritto in linguaggio C++ e riportato in Appendice F, riproduce la densità di probabilità di generazione di neutroni di fondo, la quale può considerarsi costituita da due termini:

- termine di generazione di neutroni di fondo distribuito temporalmente secondo una distribuzione di Poisson, con un rateo medio variabile impostabile dall'utente;
- termine di generazione di neutroni di fondo che tiene conto della produzione di neutroni ad opera di reazioni di spallazione, con un numero massimo di neutroni pari a 40.

La verifica del software per la generazione del treno di impulsi di fondo è stata effettuata generando un treno di impulsi ambientale caratterizzato da un rateo medio pari a $(6.1 \pm 2.4) s^{-1}$ (relativo all'Impianto Plutonio del C. R. ENEA Casaccia di Roma) e miscelandolo con i treni di impulsi simulati relativi a sorgenti neutroniche puntiformi tipo BCMN poste al centro di un fusto contenente matrice cemento, matrice che, essendo ad alta densità, risente in misura maggiore dei suddetti effetti.

Per dimostrare l'importanza della produzione di neutroni ad opera di reazioni di spallazione, sono stati, inoltre, generati due tipi di treni di impulsi ambientali:

- ◆ treno di impulsi di fondo caratterizzato dalla sola densità di probabilità di Poisson, con rateo medio pari a circa $6 s^{-1}$;
- ◆ treno di impulsi di fondo caratterizzato dai termini di densità di probabilità di Poisson e di spallazione.

Nei paragrafi successivi sono riportati i risultati delle analisi NCC ed NMC dei due tipi di treni miscelati con quelli simulati relativi alle suddette sorgenti in matrice di cemento.

8.7.1 Effetti di fondo caratterizzato dalla sola distribuzione di Poisson.

8.7.1.1 Risultati Neutron Coincidence Counting.

Il merging del treno di impulsi ambientale, caratterizzato dalla sola distribuzione di Poisson, con i treni di impulsi simulati relativi a sorgenti tipo BCMN poste al

centro del fusto di contenimento in cemento, dà origine ai risultati, in termini di massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$, delle analisi NCC riportati nella Tabella 8.25.

Tabella 8.25: Risultati delle analisi NCC in CEMENTO, con effetti di fondo caratterizzati dalla sola distribuzione di Poisson.

Massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$ (g) – Matrice CEMENTO			
	Media del campione & Errore standard della media		
Massa di riferimento	Sim&bkg (simulato)	Sim&bkg (vero)	Reale
0.372	0.366 ± 0.0017	0.507 ± 0.0126	0.726 ± 0.003
0.882	0.871 ± 0.0047	1.093 ± 0.0263	1.087 ± 0.016
1.390	1.364 ± 0.0104	1.505 ± 0.0437	1.490 ± 0.017

E' evidente come l'accordo fra i valori ottenuti miscelando i treni di impulsi simulati a quelli di fondo con distribuzione Poissoniana e i valori di riferimento sia molto buono, a dimostrazione del fatto che, se il fondo fosse puramente Poissoniano, non interferirebbe con la misura della sorgente. E' altresì evidente che esiste un significativo disaccordo fra i nuovi dati e i risultati sperimentali nonché quelli ottenuti miscelando i treni simulati con il treno di impulsi ambientale reale.

8.7.1.2 Risultati Neutron Multiplicity Counting.

Le Tabelle 8.26 e 8.27 riassumono i risultati delle analisi NMC, in termini di massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$, dei treni di impulsi sim&bkg (simulato), per le unità gate 6.4 e 25.6 μs , confrontati con i valori ottenuti dalle analisi dei treni sim&bkg (vero) e sperimentali.

Tabella 8.26: Risultati delle analisi NMC (6.4 μ s) in CEMENTO, con effetti di fondo caratterizzati dalla sola distribuzione di Poisson.

<i>Massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$ (g) – Matrice CEMENTO – Unità gate: 6.4 μs</i>			
	<i>Media del campione & Errore standard della media</i>		
<i>Massa di riferimento</i>	<i>Sim&bkg (simulato)</i>	<i>Sim&bkg (vero)</i>	<i>Reale</i>
0.372	0.47 ± 0.054	0.00087 ± 0.0004	0.00038 ± 0.0002
0.882	0.99 ± 0.15	0.0028 ± 0.0013	0.0017 ± 0.0008
1.390	1.47 ± 0.16	0.0142 ± 0.0061	0.0112 ± 0.0036
2.056	1.99 ± 0.18	0.030 ± 0.014	0.0037 ± 0.0013

Tabella 8.27: Risultati delle analisi NMC (25.6 μ s) in CEMENTO, con effetti di fondo caratterizzati dalla sola distribuzione di Poisson.

<i>Massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$ (g) – Matrice CEMENTO – Unità gate: 25.6 μs</i>			
	<i>Media del campione & Errore standard della media</i>		
<i>Massa di riferimento</i>	<i>Sim&bkg (simulato)</i>	<i>Sim&bkg (vero)</i>	<i>Reale</i>
0.372	0.38 ± 0.05	0.0009 ± 0.0004	0.0004 ± 0.0002
0.882	0.88 ± 0.06	0.0029 ± 0.0015	0.0016 ± 0.0004
1.390	1.46 ± 0.34	0.0113 ± 0.0054	0.0119 ± 0.0036
2.056	2.23 ± 0.24	0.034 ± 0.017	0.0038 ± 0.0015

La tecnica di correlazione temporale NMC, così come la NCC, non risente degli effetti di fondo qualora esso fosse distribuito temporalmente secondo la distribuzione di Poisson: l'accordo fra valori di riferimento e dati sim&bkg (simulato) è, infatti, molto buono mentre lo stesso non si può dire di quello fra valori di riferimento e dati sim&bkg (vero) o sperimentali.

8.7.2 Effetti di fondo caratterizzato dai termini di Poisson e di spallazione.

8.7.2.1 Risultati Neutron Coincidence Counting.

Effettuando il merging fra il treno di impulsi ambientale caratterizzato dai termini di Poisson e di spallazione e i treni di impulsi provenienti da sorgenti neutroniche puntiformi tipo BCMN in cemento, si ottengono, per la tecnica NCC, i risultati riportati nella Tabella 8.28.

Tabella 8.28: Risultati delle analisi NCC in CEMENTO,
con effetti di fondo caratterizzati dai termini di Poisson e di spallazione.

<i>Massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$ (g) – Matrice CEMENTO</i>			
	<i>Media del campione & Errore standard della media</i>		
<i>Massa di riferimento</i>	<i>Sim&bkg (simulato)</i>	<i>Sim&bkg (vero)</i>	<i>Reale</i>
0.372	0.693 ± 0.008	0.507 ± 0.0126	0.726 ± 0.003
0.882	1.101 ± 0.012	1.093 ± 0.0263	1.087 ± 0.016
1.390	1.490 ± 0.025	1.505 ± 0.0437	1.490 ± 0.017

L'esame della tabella evidenzia un significativo accordo fra i nuovi risultati sim&bkg (simulato) e i dati sim&bkg (vero) e i valori sperimentali, dimostrando la veridicità dell'ipotesi della presenza di neutroni di spallazione.

8.7.2.2 Risultati Neutron Multiplicity Counting.

I risultati, in termini di massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$, delle analisi NMC dei treni di impulsi sim&bkg (simulato), ottenuti dal merging del treno di impulsi di fondo caratterizzato dai termini di Poisson e di spallazione e dei treni di impulsi di sorgente, sono riportati nelle Tabelle 8.29 e 8.30, per le unità gate 6.4 e 25.6 μs , rispettivamente.

Tabella 8.29: Risultati delle analisi NMC (6.4 μ s) in CEMENTO, con effetti di fondo caratterizzati dai termini di Poisson e di spallazione.

Massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$ (g) – Matrice CEMENTO – Unità gate: 6.4 μs			
	Media del campione & Errore standard della media		
Massa di riferimento	Sim&bkg (simulato)	Sim&bkg (vero)	Reale
0.372	0.0001 ± 0.00001	0.00087 ± 0.0004	0.00038 ± 0.0002
0.882	0.0042 ± 0.0004	0.0028 ± 0.0013	0.0017 ± 0.0008
1.390	0.0113 ± 0.0014	0.0142 ± 0.0061	0.0112 ± 0.0036
2.056	0.0029 ± 0.0006	0.030 ± 0.014	0.0037 ± 0.0013

Tabella 8.30: Risultati delle analisi NMC (25.6 μ s) in CEMENTO, con effetti di fondo caratterizzati dai termini di Poisson e di spallazione.

Massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$ (g) – Matrice CEMENTO – Unità gate: 25.6 μs			
	Media del campione & Errore standard della media		
Massa di riferimento	Sim&bkg (simulato)	Sim&bkg (vero)	Reale
0.372	0.00011 ± 0.00007	0.0009 ± 0.0004	0.0004 ± 0.0002
0.882	0.0048 ± 0.0003	0.0029 ± 0.0015	0.0016 ± 0.0004
1.390	0.0121 ± 0.0011	0.0113 ± 0.0054	0.0119 ± 0.0036
2.056	0.0033 ± 0.00036	0.034 ± 0.017	0.0038 ± 0.0015

E' evidente come, anche per la tecnica NMC, il termine di generazione di neutroni di fondo ad opera di neutroni di spallazione gioca un ruolo influente nella misura della sorgente neutronica: si può verificare, infatti, dall'esame delle precedenti tabelle, un notevole accordo fra i nuovi dati sim&bkg (simulati) e i risultati sperimentali.

BIBLIOGRAFIA

[1] T. Bücherl, K. Krebs, Ch. Lierse, C. Vicini, G. Grossi, D. Lisi, P. Filß, G. Caspary, J. Kühne, S. Guldbakke, E. Dietz, H. Klein, D. Schlegel, M. Bruggeman, P. Baeten, R. Carchon, F.V. Frazzoli, R. Remetti, N. Cherubini, A. Lyoussi, A. Mariani, J.P. Coulon; *“Improvement of passive and active neutron assay techniques for the characterisation of radioactive waste packages”*; report to the European Commission within the 4th Framework Program, Area C 3.3, Nuclear Fission Safety (1994-1998).

[2] T. Bücherl, K. Krebs, Ch. Lierse, C. Vicini, G. Grossi, D. Lisi, P. Filß, G. Caspary, J. Kühne, S. Guldbakke, E. Dietz, H. Klein, D. Schlegel, M. Bruggeman, P. Baeten, R. Carchon, F.V. Frazzoli, R. Remetti, N. Cherubini, A. Lyoussi, A. Mariani, J.P. Coulon; *“Improvement of passive and active neutron assay techniques for the characterisation of radioactive waste packages”*; *EURADWASTE '99 Conference, 15-18 / Novembre / 1999*.

CAPITOLO 9

APPLICAZIONE DELLA PROCEDURA DI SIMULAZIONE AL CASO DEI RIFIUTI RADIOATTIVI CONDIZIONATI.

9.1 INTRODUZIONE.

La caratterizzazione di rifiuti radioattivi condizionati da impianti energetici, mediante tecniche neutroniche passive, ha l'obiettivo di valutare la quantità di materiale fissile presente in essi.

Data l'impossibilità di disporre e di effettuare misure sperimentali su reali waste, è stata messa a punto una procedura di simulazione, descritta nei precedenti capitoli, che consente di confrontare le performances dei diversi Metodi di Correlazione Temporale nella valutazione della massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$ presente nel campione e stabilire quale possa essere considerato il più affidabile.

Essendo stata validata mediante sorgenti e matrici inattive di riferimento dalle caratteristiche note, la procedura di simulazione è stata applicata al caso dei rifiuti radioattivi cementati.

In particolare sono stati considerati waste radioattivi, di volume 220 litri, con configurazione di sorgente uniformemente distribuita all'interno del contenitore, caratterizzati da 21 diversi valori di massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$ (da 0.01 a 10 g).

Le caratteristiche del waste package simulato sono state derivate da un tipico package ILW (Intermediate Level Waste) MAGNOX di 500 litri [1], descritte di seguito.

9.2 WASTE PACKAGE TIPO MAGNOX.

9.2.1 Il "reference waste package".

Il waste package cementato oggetto dello studio è il tipo MAGNOX SWARF. Esso deriva dal riprocessamento di elementi di combustibile che sono stati utilizzati in impianti nucleari di potenza tipo MAGNOX ed è costituito, oltre che dalla matrice cementizia, dai frammenti di guaina meccanicamente asportati dal combustibile MAGNOX. Il waste è radioattivo poiché, durante l'asportazione meccanica delle guaine degli elementi di combustibile, parte del combustibile irraggiato (circa l'1%) viene trascinato insieme alla guaina.

Nella Tabella 9.1 è descritta la composizione in peso del waste cementizio preso in considerazione: in essa è riportata sia la composizione dei residui radioattivi condizionati (matrice e swarf) sia la composizione dello strato di cemento inattivo posto alla sommità del contenitore (cap).

Tabella 9.1: Composizione in peso del waste cementato.

MAGNOX SWARF		
<i>Cap</i>	<i>OPC</i> ^(*)	14 kg
	<i>PFA</i> ^(**)	42 kg
	<i>Acqua</i>	24 kg
	<i>Totale</i>	80 kg
<i>Matrice</i>	<i>OPC</i> ^(*)	115 kg
	<i>BFS</i> ^(***)	460 kg
	<i>Acqua</i>	188 kg
	<i>Totale</i>	763 kg
<i>SWARF (95% Mg, 1.5% Al, 3.5% Fuel)</i>		150 kg

^(*):ORDINARY PORTLAND CEMENT;

^(**):PULVERISED FUEL ASH;

^(***):BLAST FURNACE SLAG.

Le Tabelle 9.2, 9.3 e 9.4 riportano le composizioni percentuali del Cemento Portland Ordinario (OPC), delle Blast Furnace Slag e delle Pulverised Fuel Ash.

Tabella 9.2: Composizione percentuale di OPC.

<i>SiO₂</i>	20%
<i>Al₂O₃</i>	7%
<i>Fe₂O₃</i>	2.5%
<i>TiO₂</i>	0.3%

segue

CaO	65%
MgO	1%
SO_3	3%
$Na_2O + K_2O$	1%

Tabella 9.3: Composizione percentuale di BFS.

SiO_2	34%
Al_2O_3	22%
Fe_2O_3	0.3%
CaO	38%
MgO	2%
SO_3	0.2%
$Na_2O + K_2O$	1%

Tabella 9.4: Composizione percentuale di PFA.

SiO_2	49%
Al_2O_3	29%
Fe_2O_3	9%
CaO	8%
MgO	0.2%
SO_3	1%
$Na_2O + K_2O$	1%

Il contenitore del waste è realizzato in acciaio inossidabile AISI 316L e presenta le seguenti caratteristiche geometriche:

<i>Altezza totale</i>	<i>1128 mm</i>
<i>Spessore della base del contenitore</i>	<i>2.9 mm</i>
<i>Spessore delle pareti del contenitore</i>	<i>2.5 mm</i>
<i>Diametro esterno</i>	<i>752.5 mm</i>

Un tipico waste package tipo MAGNOX è riportato nella Figura 9.1.



Figura 9.1: Waste package cementato tipo MAGNOX.

9.2.2 Il waste package simulato.

Il waste package codificato nel linguaggio MCNP (capitolo 5) ha un volume di 220 litri: esso è più piccolo del waste di riferimento, ma i materiali e la composizione rimangono praticamente gli stessi, mentre le geometrie sono ridotte del fattore di scala 220/500. Per semplicità, il contenitore è stato considerato riempito solo di waste cementato, eliminando, così, il “cap”. Per quanto riguarda la composizione, i materiali Blast Furnace Slag (BFS) sono stati sostituiti con

Cemento Portland Ordinario (OPC) e il coperchio del contenitore è stato considerato come costituito da acciaio inossidabile 316L, lo stesso adottato per il contenitore.

Il termine di sorgente neutronico è stato considerato come distribuito uniformemente in tutto il volume del waste cementato.

Si è supposto che i neutroni di fissione spontanea siano dovuti al solo isotopo ^{240}Pu , e la massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$ è stata considerata come relativa ad un tipico burn-up di un combustibile MAGNOX, la cui composizione isotopica è riassunta in Tabella 9.5.

Tabella 9.5: Composizione isotopica di un combustibile MAGNOX.

<i>Nuclide</i>	<i>Composizione percentuale (%)</i>
^{238}Pu	0.11
^{239}Pu	73.95
^{240}Pu	22.05
^{241}Pu	3.21
^{242}Pu	0.68
^{241}Am	1.50

Gli α emettitori, responsabili del termine di sorgente neutronico dovuto a reazioni (α, n), sono relativi a tutti gli isotopi del Plutonio (non solo il ^{240}Pu) più l' ^{241}Am ; gli elementi di target considerati per la medesima reazione sono: Boro, Ossigeno, Magnesio, Alluminio, Silicio e Berillio.

L'intensità neutronica totale dovuta a reazioni (α, n) è stata calcolata [2] secondo la:

$$Y^C = \sum_j \sum_i \left(\frac{\rho_i}{\rho_i^T} \right) \times a_j \times \frac{N_i \times Z_i \times (Z_i + 7)^{-0.5}}{\sum_i N_i \times Z_i \times (Z_i + 7)^{-0.5}} \times Y_{i,j}$$

dove

ρ_i = densità dell' i -esimo elemento (g/cm^3);

ρ_i^T = densità del target di riferimento (g/cm^3);

a_j = attività α del j-esimo isotopo emettitore;

N_i = densità atomica dell'i-esimo elemento;

Z_i = numero atomico dell'i-esimo elemento;

$Z_i \times (Z_i + 7)^{-0.5}$ = stopping power relativo all'i-esimo elemento;

$Y_{i,j} = \sum_k Y_{i,j,k} \times \varepsilon_{j,k}$, con $Y_{i,j,k}$ resa neutronica per α di energia E_k emesse con un branching $\varepsilon_{j,k}$ del j-esimo isotopo emettitore.

Per apprezzare l'importanza relativa di questi due termini di produzione neutronica, se la quantità di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$ è 4.78 g, corrispondente ad una quantità di Plutonio totale pari a 20.39 g, il rateo di emissione neutronico da fissione spontanea è pari a $5 \cdot 10^3 \text{ s}^{-1}$, mentre quello dovuto a reazione (α, n) è circa $0.3 \cdot 10^3 \text{ s}^{-1}$. La Tabella 9.6 riporta le caratteristiche di sorgente dei waste package simulati, contraddistinti da 21 diversi valori di massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$ con i relativi termini di produzione neutronica, dovuti rispettivamente a reazione (α, n) e a fissione spontanea.

Tabella 9.6: Caratteristiche di sorgente dei waste package simulati.

Massa $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$ (g)	Massa Pu (g)	Resa (α, n) (n/s)	Resa FS (n/s)
0.01	0.043	4.060	10.2
0.03	0.128	5.163	30.6
0.05	0.213	6.267	51.0
0.07	0.298	7.371	71.4
0.09	0.384	8.473	91.8
0.1	0.426	9.027	102
0.3	1.279	20.058	306
0.5	2.131	31.096	510
0.7	2.983	42.141	714

segue

0.9	3.836	53.158	918
1	4.262	58.702	1020
2	8.524	113.896	2040
3	12.787	169.003	3060
4	17.049	224.393	4080
4.78	20.386	267.802	4878.73
5	21.311	279.389	5100
6	25.573	334.559	6120
7	29.836	389.829	7140
8	34.098	444.999	8160
9	38.360	499.994	9180
10	42.622	555.435	10200

9.3 TRENI DI IMPULSI SIMULATI.

La procedura di simulazione, come accennato nel precedente paragrafo, è stata applicata a waste radioattivi caratterizzati da 21 diversi valori di massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$ (vedi Tabella 9.6). Per ciascuna massa sono stati generati 10 treni di impulsi indipendenti, ciascuno costituito da 10^6 eventi, al fine di fornire i risultati in termini di media del campione ed errore standard della media e, quindi, di ottenere una buona statistica degli stessi. In totale i treni di impulsi simulati analizzati sono stati in numero di 210 [3].

9.3.1 Risultati Neutron Coincidence Counting.

Le caratteristiche di misura adottate, nell'analisi NCC, nel caso di waste radioattivi cementati, sono le medesime utilizzate nel caso di sorgenti puntiformi e sono riassunte nella tabella seguente:

<i>Predelay</i>	$4\ \mu\text{s}$
<i>Gate</i>	$128\ \mu\text{s}$
<i>Delay</i>	$1000\ \mu\text{s}$

La Tabella 9.7 riporta i risultati della calibrazione del sistema “waste + testa di rivelazione” in condizioni di simulazione; nella stessa tabella vengono riportati i valori di efficienza e di die away time ottenuti mediante calcoli Monte Carlo.

**Tabella 9.7: Risultati di calibrazione simulati
del sistema “WASTE + testa di rivelazione”.**

Massa: 4.78 g	Calibrazione	
	ε (%)	τ (μs)
<i>Simulazioni</i>	6.58 ± 0.00012	71.14 ± 0.67
<i>Calcoli MCNP</i>	6.60 ± 0.00076	73.01 ± 0.50

E' interessante focalizzare l'attenzione su alcuni aspetti legati alla calibrazione. La tecnica NCC, come noto, richiede una preventiva calibrazione con una sorgente di riferimento dalle caratteristiche note, al fine di determinare l'efficienza assoluta di rivelazione ε e il die away time τ . Per queste simulazioni, questa fase è stata compiuta scegliendo una delle 21 masse considerate (4.78 g). E' bene notare che i risultati ottenuti per ε e τ con la procedura di simulazione sono molto vicini a quelli ottenuti con calcoli Monte Carlo.

Ciò conduce alla considerazione che, per motivi di difficoltà legati alla realizzazione di un vero Waste Package di riferimento con sorgente neutronica uniformemente distribuita all'interno del contenitore, al fine di ottenere valori affidabili di ε , sarà necessario utilizzare calcoli Monte Carlo.

I risultati, in termini di massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$, dell'analisi NCC dei treni di impulsi sono riassunti nella Tabella 9.8, risultati ottenuti come media dei valori derivanti dall'analisi di 210 treni.

Tabella 9.8: Risultati delle analisi NCC per WASTE.

Massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$ (g) – Matrice WASTE	
	Media del campione & Errore standard della media
Massa di riferimento	Simulato
0.01	0.01002 ± 0.00003
0.03	0.02997 ± 0.00006
0.05	0.05021 ± 0.00006
0.07	0.07018 ± 0.00014
0.09	0.09014 ± 0.00019
0.1	0.10002 ± 0.00015
0.3	0.29983 ± 0.00026
0.5	0.49696 ± 0.00091
0.7	0.70177 ± 0.00121
0.9	0.90070 ± 0.00124
1	1.00066 ± 0.00154
2	1.99761 ± 0.00415
3	3.00209 ± 0.00937
4	4.00871 ± 0.0109
5	4.99247 ± 0.01695
6	6.03689 ± 0.01853

segue

7	7.04918 ± 0.01734
8	8.04485 ± 0.02576
9	8.97112 ± 0.03538
10	10.0139 ± 0.03816

L'esame della tabella evidenzia un buon accordo fra valori di riferimento e risultati simulati, in tutto lo spettro di masse considerato: la procedura di simulazione messa a punto riproduce ottimamente il valore ipotizzato di massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$.

9.3.2 Risultati Neutron Multiplicity Counting.

La tecnica NMC non necessita di calibrazione preventiva: essendo il metodo auto – calibrante, ogni misura fornisce in uscita, 15 valori, in corrispondenza di ogni singolo gate, di efficienza di rivelazione, ε , e di massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$, oltre ad un valore di die away time, τ .

Le Tabelle 9.9 e 9.10 riportano i risultati, in termini di efficienza di rivelazione, ε , e di die away time, τ , dell'analisi NMC dei treni di impulsi simulati per i rifiuti radioattivi condizionati, per le unità gate 6.4 e 25.6 μs : essi sono forniti come media dei valori relativi a ciascun campione analizzato e confrontati con i valori ottenuti dal codice MCNP.

**Tabella 9.9: Risultati NMC (6.4 μs) e MCNP di efficienza, ε ,
e die away time, τ**

	Unità gate: 6.4 μs – Matrice WASTE	
	ε (%)	τ (μs)
Simulazioni	6.63 ± 0.00047	71.33 ± 0.1068
Calcoli MCNP	6.60 ± 0.00076	73.01 ± 0.50

**Tabella 9.10: Risultati NMC (25.6 μ s) e MCNP di efficienza, ε
e die away time, τ**

	Unità gate: 25.6 μs – Matrice WASTE	
	ε (%)	τ (μs)
Simulazioni	6.68 ± 0.00047	73.94 ± 0.4186
Calcoli MCNP	6.60 ± 0.00076	73.01 ± 0.50

I valori di efficienza e die away time ottenuti dall'analisi NMC sono molto simili ai valori calcolati con il metodo Monte Carlo.

Le Tabelle 9.11 e 9.12 riportano i risultati, in termini di massa $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$, dell'analisi NMC dei treni di impulsi simulati provenienti da waste radioattivi cementati, caratterizzati da sorgente uniformemente distribuita all'interno del contenitore, con 21 diversi valori di massa, per le unità gate 6.4 e 25.6 μ s.

Tabella 9.11: Risultati delle analisi NMC per WASTE.

Massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$ (g) – Matrice WASTE – Unità gate: 6.4 μs	
	Media del campione & Errore standard della media
Massa di riferimento	Simulato
<i>0.01</i>	0.01035 ± 0.00035
<i>0.03</i>	0.032 ± 0.0012
<i>0.05</i>	0.0537 ± 0.0019
<i>0.07</i>	0.0745 ± 0.0023
<i>0.09</i>	0.0875 ± 0.0024
<i>0.1</i>	0.0998 ± 0.0031
<i>0.3</i>	0.3013 ± 0.0094

segue

0.5	0.547 ± 0.026
0.7	0.713 ± 0.036
0.9	0.902 ± 0.035
1	1.003 ± 0.035
2	2.209 ± 0.075
3	3.13 ± 0.14
4	4.17 ± 0.22
4.78	5.02 ± 0.38
5	4.76 ± 0.31
6	5.8 ± 0.45
7	6.9 ± 0.41
8	7.2 ± 0.38
9	8.15 ± 0.47
10	10.04 ± 0.6

Tabella 9.12: Risultati delle analisi NMC per WASTE.

Massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$ (g) – Matrice WASTE – Unità gate: 25.6 μs	
	Media del campione & Errore standard della media
Massa di riferimento	Simulato
0.01	0.01007 ± 0.00034
0.03	0.03099 ± 0.00067
0.05	0.05194 ± 0.00084
0.07	0.0747 ± 0.0014

segue

0.09	0.0896 ± 0.0016
0.1	0.0994 ± 0.0015
0.3	0.2963 ± 0.0046
0.5	0.503 ± 0.013
0.7	0.693 ± 0.021
0.9	0.906 ± 0.025
1	0.979 ± 0.027
2	2.08 ± 0.069
3	3.08 ± 0.11
4	3.67 ± 0.15
4.78	4.74 ± 0.27
5	4.76 ± 0.57
6	6.35 ± 0.53
7	5.95 ± 0.42
8	8.27 ± 0.62
9	9.04 ± 0.76
10	10.50 ± 1.4

La procedura di simulazione applicata al caso dei treni di impulsi provenienti da rifiuti radioattivi condizionati analizzati con il metodo NMC dà, come evidenzia la precedente tabella, ottimi risultati: l'accordo fra valori di riferimento e dati simulati è, infatti, per entrambe le unità gate, molto buono, per tutto il range di masse considerato.

9.3.3 Risultati della tecnica Rossi- α

La tecnica Rossi- α , come il metodo NMC, è una tecnica “auto-calibrante”: è possibile calcolare, senza la necessità di calibrazione con sorgenti dalle

caratteristiche note, sia il die away time sia l'efficienza di rivelazione del sistema "matrice + testa di rivelazione": il primo si ottiene come risultato della operazione di best fit della distribuzione mono-dimensionale Rossi- α , mentre la seconda si ottiene dalla risoluzione del sistema di tre equazioni nelle tre incognite: rateo di fissione spontanea, N_{SF} , rateo di reazioni (α, n), S_{α_i} , ed efficienza di rivelazione, ε .

La Tabella 9.13 riporta i risultati, in termini di efficienza di rivelazione, ε , e di die away time, τ , dell'analisi Rossi- α dei treni di impulsi simulati per rifiuti radioattivi cementati, risultati forniti come media dei valori relativi a ciascun campione analizzato e confrontati con il valore calcolato dal codice MCNP.

Tabella 9.13: Risultati Rossi- α e MCNP di efficienza, ε , e die away time, τ

	Matrice WASTE	
	ε (%)	τ (μs)
Simulazioni	6.52 ± 0.00043	68.82 ± 0.1193
Calcoli MCNP	6.60 ± 0.00076	73.01 ± 0.50

L'analogia fra valori calcolati con il codice MCNP e dati generati dalla simulazione si ripropone anche nel caso del metodo Rossi- α , così come è stato verificato per le altre due tecniche di correlazione temporale studiate (NCC, NMC).

I risultati, in termini di massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$, dell'analisi Rossi- α dei treni di impulsi simulati relativi a waste radioattivi cementati con sorgente uniformemente distribuita all'interno del contenitore sono riassunti nella Tabella 9.14.

Tabella 9.14: Risultati delle analisi Rossi- α per WASTE.

Massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$ (g) – Matrice WASTE	
	Media del campione & Errore standard della media
Massa di riferimento	Simulato
0.01	0.01059 ± 0.00045
0.03	0.029 ± 0.0015
0.05	0.0547 ± 0.001
0.07	0.0698 ± 0.0027
0.09	0.0892 ± 0.0036
0.1	0.1014 ± 0.0041
0.3	0.314 ± 0.011
0.5	0.547 ± 0.032
0.7	0.703 ± 0.028
0.9	0.869 ± 0.022
1	0.966 ± 0.025
2	2.15 ± 0.11
3	3.01 ± 0.19
4	4.09 ± 0.26
4.78	5.09 ± 0.49
5	4.68 ± 0.27
6	5.92 ± 0.52
7	6.98 ± 0.35
8	7.75 ± 0.77
9	8.36 ± 0.57

10	8.88 ± 0.6
----	----------------

L'esame della precedente tabella evidenzia che i dati ottenuti dalla procedura di simulazione con analisi dei treni di impulsi effettuata mediante il metodo Rossi- α risultano in buon accordo con i valori di riferimento, in tutto il range di masse considerato.

L'analisi dei treni di impulsi provenienti da rifiuti radioattivi condizionati eseguita con le Tecniche di Correlazione Temporale NCC, NMC e Rossi- α , fornisce, dunque, risultati molto soddisfacenti: tutti i metodi studiati riproducono abbastanza perfettamente le configurazioni e i valori di intensità di sorgente ipotizzati.

La procedura di simulazione applicata al caso dei rifiuti radioattivi, tuttavia, non tiene conto di effetti di fondo ambientale, fondo sicuramente presente durante l'eventuale esecuzione di misure sperimentali. Al fine, dunque, di riprodurre una reale situazione di misura sperimentale su waste radioattivi, e considerando i risultati ottenuti per la validazione della procedura di simulazione (capitoli 7 e 8), che imputano ad effetti di fondo le significative deviazioni presenti fra dati simulati e risultati sperimentali, si è ritenuto necessario esaminare il comportamento della suddetta procedura applicata al caso dei waste con l'intervento del fondo ambientale.

9.4 EFFETTI DI FONDO.

Al fine di tener conto di effetti di fondo, treni di impulsi ambientali reali, relativi all'Impianto Plutonio del C. R. ENEA Casaccia di Roma, raccolti con cavità di rivelazione piena (fusto di contenimento con cemento) e caratterizzati da un rateo medio pari a circa $(6.04 \pm 2.41) \text{ s}^{-1}$ (capitolo 8), sono stati miscelati con i treni di impulsi simulati per ottenere un nuovo set di dati, "simulati+fondo" (sim&bkg), in modo da cercare di approssimare e riprodurre una reale misura sperimentale su waste radioattivi.

9.4.1 Risultati Neutron Coincidence Counting.

Utilizzando come sorgente di calibrazione la medesima massa impiegata nel caso dei treni di impulsi simulati, i risultati della calibrazione del sistema "waste +

testa di rivelazione” simulati+fondo (sim&bkg), confrontati con i corrispondenti valori simulati, sono riportati in Tabella 9.15.

Tabella 9.15: Risultati di calibrazione sim&bkg e simulati del sistema “WASTE + testa di rivelazione”.

Massa: 4.78 g	Calibrazione	
	ε (%)	τ (μs)
Simulazioni	6.58 ± 0.00012	71.14 ± 0.67
Sim&bkg	6.63 ± 0.00013	70.88 ± 0.68
Calcoli MCNP	6.60 ± 0.00076	73.01 ± 0.50

L’analisi NCC dei treni di impulsi sim&bkg dà i risultati, in termini di massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$, riportati nella Tabella 9.16, risultati posti a confronto con quelli ottenuti dalla procedura di simulazione che non prevede effetti di fondo..

Tabella 9.16: Risultati delle analisi NCC per WASTE.

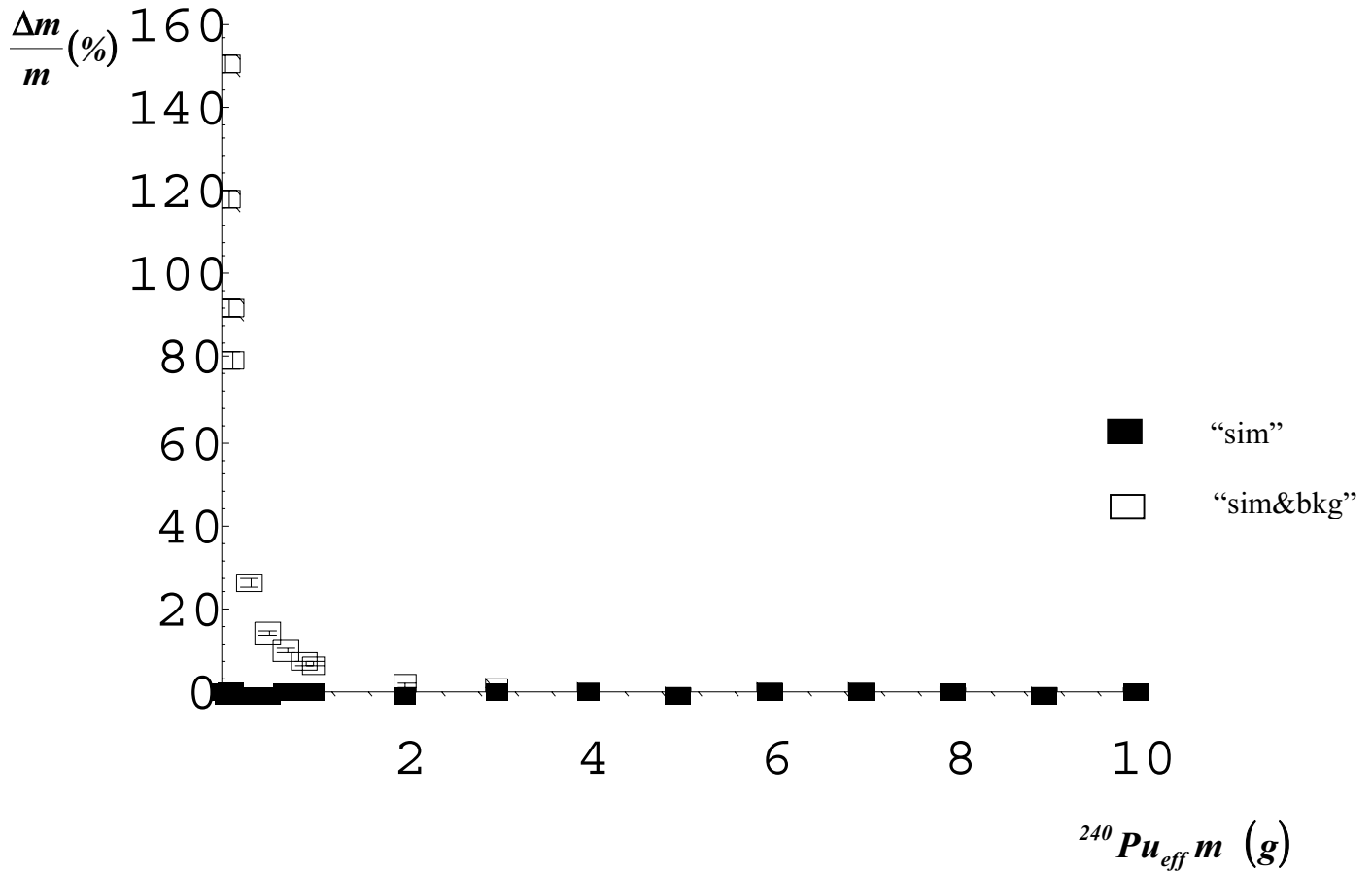
Massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$ (g) – Matrice WASTE		
	Media del campione & Errore standard della media	
Massa di riferimento	Sim&bkg	Simulato
0.01	0.09642 ± 0.00007	0.01002 ± 0.00003
0.03	0.11708 ± 0.00012	0.02997 ± 0.00006
0.05	0.12496 ± 0.00099	0.05021 ± 0.00006
0.07	0.15256 ± 0.00155	0.07018 ± 0.00014
0.09	0.17258 ± 0.00182	0.09014 ± 0.00019
0.1	0.17938 ± 0.00180	0.10002 ± 0.00015
0.3	0.37913 ± 0.00226	0.29983 ± 0.00026
0.5	0.57263 ± 0.00353	0.49696 ± 0.00091

segue

<i>0.7</i>	<i>0.77289 ± 0.00398</i>	<i>0.70177 ± 0.00121</i>
<i>0.9</i>	<i>0.96859 ± 0.00546</i>	<i>0.90070 ± 0.00124</i>
<i>1</i>	<i>1.0692 ± 0.00653</i>	<i>1.00066 ± 0.00154</i>
<i>2</i>	<i>2.04567 ± 0.00506</i>	<i>1.99761 ± 0.00415</i>
<i>3</i>	<i>3.03047 ± 0.01212</i>	<i>3.00209 ± 0.00937</i>
<i>4</i>	<i>4.02017 ± 0.01355</i>	<i>4.00871 ± 0.0109</i>
<i>5</i>	<i>4.98768 ± 0.01635</i>	<i>4.99247 ± 0.01695</i>
<i>6</i>	<i>6.01952 ± 0.02113</i>	<i>6.03689 ± 0.01853</i>
<i>7</i>	<i>7.01538 ± 0.02091</i>	<i>7.04918 ± 0.01734</i>
<i>8</i>	<i>7.98107 ± 0.02859</i>	<i>8.04485 ± 0.02576</i>
<i>9</i>	<i>8.90214 ± 0.04424</i>	<i>8.97112 ± 0.03538</i>
<i>10</i>	<i>9.92823 ± 0.03840</i>	<i>10.0139 ± 0.03816</i>

La Figura 9.2 illustra i risultati sim&bkg, in termini di $\frac{\Delta m}{m}$ versus massa di riferimento, posti a confronto con i dati simulati.

CEMENTED RADWASTE
neutron coincidence counting
(predelay: 4 μ s, gate: 128 μ s, delay: 10³ μ s)



**Figura 9.2: Confronto fra risultati sim&bkg e dati simulati
dell'analisi NCC per WASTE radioattivi.**

L'esame della Figura 9.2 evidenzia che, nel caso della tecnica NCC applicata a rifiuti radioattivi cementati, l'accordo fra dati sim&bkg e valori di riferimento è ottimo per masse grandi (> 1 g) e diminuisce per masse molto piccole: l'effetto del fondo diventa praticamente trascurabile se la sorgente è abbastanza intensa.

9.4.2 Risultati Neutron Multiplicity Counting.

Le Tabelle 9.17 e 9.18 riportano i risultati, in termini di efficienza di rivelazione, ε , e di die away time, τ , dell'analisi NMC dei treni di impulsi sim&bkg, per le

unità gate 6.4 e 25.6 μs : essi sono forniti come media dei valori relativi a ciascun campione analizzato.

**Tabella 9.17: Risultati NMC (6.4 μs) e MCNP di efficienza, ε ,
e die away time, τ**

	Unità gate: 6.4 μs – Matrice WASTE	
	ε (%)	τ (μs)
Simulazioni	6.63 ± 0.00047	71.33 ± 0.1068
Sim&bkg	102.4 ± 29.53	70.28 ± 0.3261
Calcoli MCNP	6.60 ± 0.00076	73.01 ± 0.50

**Tabella 9.18: Risultati NMC (25.6 μs) e MCNP di efficienza, ε ,
e die away time, τ**

	Unità gate: 25.6 μs – Matrice WASTE	
	ε (%)	τ (μs)
Simulazioni	6.68 ± 0.00047	73.94 ± 0.4186
Sim&bkg	111.9 ± 32.78	73.39 ± 0.5523
Calcoli MCNP	6.60 ± 0.00076	73.01 ± 0.50

Le Tabelle 9.19 e 9.20 riportano i risultati, in termini di massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$, delle analisi NMC dei treni di impulsi sim&bkg, per le unità gate 6.4 e 25.6 μs , risultati ottenuti come media dei valori derivanti dall'analisi di 210 treni di impulsi e confrontati con i dati ottenuti dalle analisi NMC di treni simulati.

Tabella 9.19: Risultati delle analisi NMC per WASTE.

Massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$ (g) – Matrice WASTE - Unità gate: 6.4 μs		
	Media del campione & Errore standard della media	
Massa di riferimento	Sim&bkg	Simulato
0.01	$0.0000209 \pm 1 \cdot 10^{-7}$	0.01035 ± 0.00035
0.03	$0.0000287 \pm 1 \cdot 10^{-7}$	0.032 ± 0.0012
0.05	0.000132 ± 0.00004	0.0537 ± 0.0019
0.07	0.00032 ± 0.00012	0.0745 ± 0.0023
0.09	0.00049 ± 0.00018	0.0875 ± 0.0024
0.1	0.00062 ± 0.00023	0.0998 ± 0.0031
0.3	0.0052 ± 0.0017	0.3013 ± 0.0094
0.5	0.0246 ± 0.0069	0.547 ± 0.026
0.7	0.079 ± 0.019	0.713 ± 0.036
0.9	0.13 ± 0.031	0.902 ± 0.035
1	0.161 ± 0.04	1.003 ± 0.035
2	0.640 ± 0.130	2.209 ± 0.075
3	1.36 ± 0.26	3.13 ± 0.14
4	1.96 ± 0.36	4.17 ± 0.22
4.78	2.51 ± 0.50	5.02 ± 0.38
5	2.63 ± 0.56	4.76 ± 0.31
6	3.08 ± 0.60	5.8 ± 0.45
7	3.85 ± 0.78	6.9 ± 0.41
8	3.96 ± 0.74	7.2 ± 0.38

segue

9	4.73 ± 0.89	8.15 ± 0.47
10	6.10 ± 1.30	10.04 ± 0.6

Tabella 9.20: Risultati delle analisi NMC per WASTE.

Massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$ (g) – Matrice WASTE - Unità gate: 25.6 μs		
	Media del campione & Errore standard della media	
Massa di riferimento	Sim&bkg	Simulato
0.01	$0.000017 \pm 1 \cdot 10^{-7}$	0.01007 ± 0.00034
0.03	$0.000024 \pm 1 \cdot 10^{-7}$	0.03099 ± 0.00067
0.05	0.000109 ± 0.00003	0.05194 ± 0.00084
0.07	0.00027 ± 0.0001	0.0747 ± 0.0014
0.09	0.00044 ± 0.00016	0.0896 ± 0.0016
0.1	0.00057 ± 0.00022	0.0994 ± 0.0015
0.3	0.005 ± 0.0017	0.2963 ± 0.0046
0.5	0.0252 ± 0.0075	0.503 ± 0.013
0.7	0.074 ± 0.019	0.693 ± 0.021
0.9	0.122 ± 0.031	0.906 ± 0.025
1	0.143 ± 0.036	0.979 ± 0.027
2	0.61 ± 0.13	2.08 ± 0.069
3	1.40 ± 0.27	3.08 ± 0.11
4	1.79 ± 0.33	3.67 ± 0.15
4.78	2.41 ± 0.47	4.74 ± 0.27
5	2.58 ± 0.57	4.76 ± 0.57

segue

6	3.25 ± 0.65	6.35 ± 0.53
7	3.36 ± 0.65	5.95 ± 0.42
8	4.21 ± 0.82	8.27 ± 0.62
9	4.9 ± 1.10	9.04 ± 0.76
10	6.2 ± 1.5	10.50 ± 1.4

La Figura 9.3 illustra i risultati *sim&bkg*, in termini di $\frac{\Delta m}{m}$ versus massa di riferimento, confrontati con i dati simulati, per l'unità gate 6.4 μs .

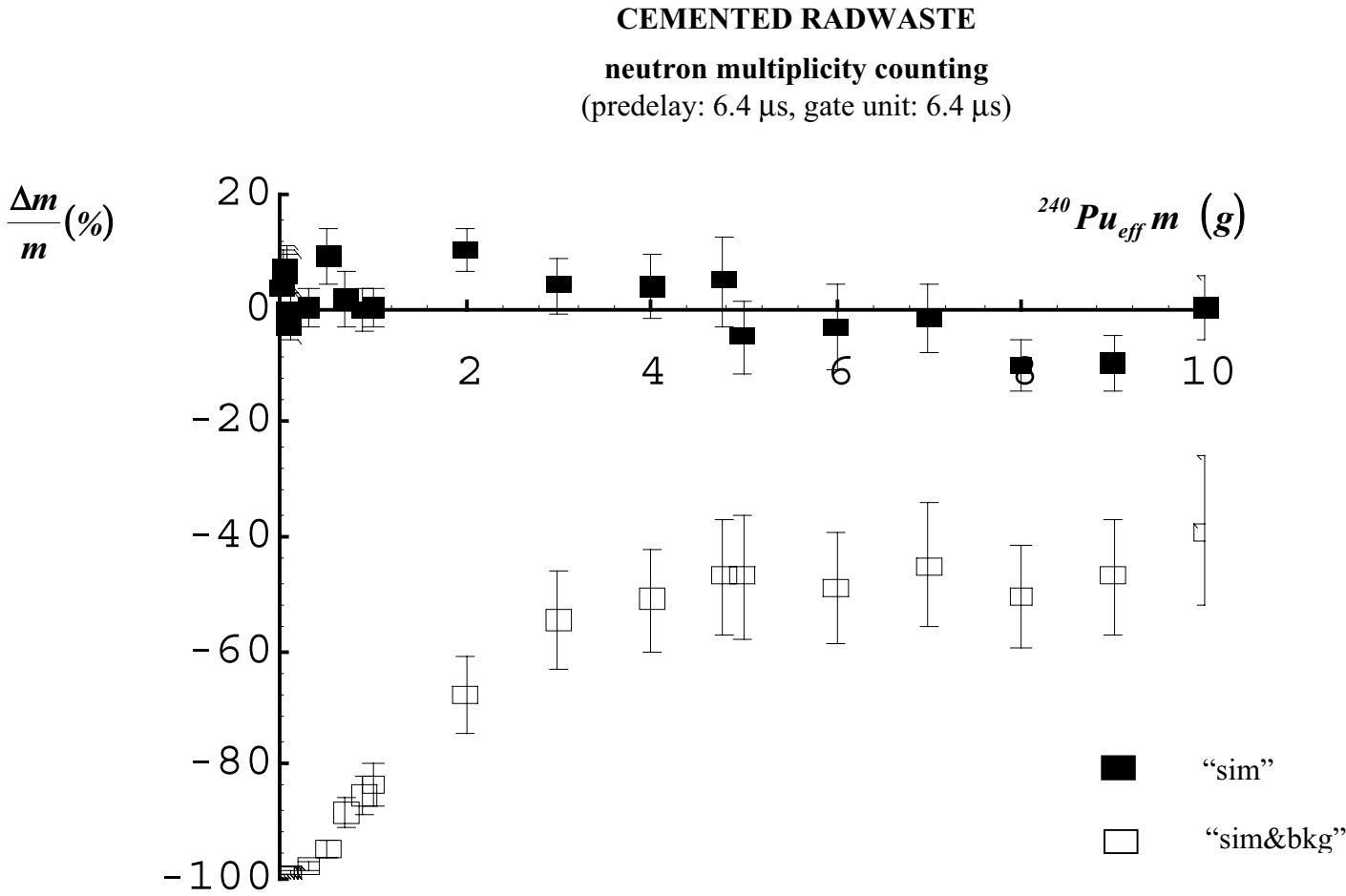


Figura 9.3: Confronto fra risultati *sim&bkg* e dati simulati dell'analisi NMC per WASTE radioattivi.

La tecnica NMC mostra una significativa sottostima dei valori *sim&bkg* rispetto ai valori di riferimento, sottostima mai inferiore al 40% per tutto il range di masse considerato, che aumenta fino all'80 – 100% per masse più piccole di 1 g, evidenziando, anche per questo metodo di correlazione temporale, che l'effetto del fondo è più importante per sorgenti meno intense.

9.4.3 Risultati della tecnica Rossi- α

I risultati, in termini di efficienza di rivelazione, ε , e di die away time, τ , dell'analisi Rossi- α dei treni di impulsi *sim&bkg*, confrontati con i dati simulati, relativi a rifiuti radioattivi cementati sono riportati in Tabella 9.21.

Tabella 9.21: Risultati Rossi- α e MCNP di efficienza, ε , e die away time, τ

	<i>Matrice WASTE</i>	
	ε (%)	τ (μ s)
<i>Simulazioni</i>	6.52 ± 0.00043	68.82 ± 0.1193
<i>Sim&bkg</i>	106.94 ± 27.93	63.99 ± 1.2568
<i>Calcoli MCNP</i>	6.60 ± 0.00076	73.01 ± 0.50

I risultati, in termini di massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$, delle analisi Rossi- α dei treni di impulsi *sim&bkg* per waste radioattivi tipo MAGNOX sono riassunti in Tabella 9.22, risultati che mostrano una significativa differenza, come per la tecnica NMC, rispetto ai valori di riferimento e ai dati simulati.

Tabella 9.22: Risultati delle analisi Rossi- α per WASTE.

Massa di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$ (g) – Matrice WASTE		
	Media del campione & Errore standard della media	
Massa di riferimento	Sim&bkg	Simulato
0.01	$0.0000203 \pm 3 \cdot 10^{-8}$	0.01059 ± 0.00045
0.03	$0.0000274 \pm 2 \cdot 10^{-7}$	0.029 ± 0.0015
0.05	0.000083 ± 0.000017	0.0547 ± 0.001
0.07	0.000164 ± 0.000048	0.0698 ± 0.0027
0.09	0.000229 ± 0.000064	0.0892 ± 0.0036
0.1	0.000289 ± 0.000088	0.1014 ± 0.0041
0.3	0.0027 ± 0.0011	0.314 ± 0.011
0.5	0.0125 ± 0.0039	0.547 ± 0.032
0.7	0.041 ± 0.011	0.703 ± 0.028
0.9	0.072 ± 0.022	0.869 ± 0.022
1	0.084 ± 0.025	0.966 ± 0.025
2	0.43 ± 0.12	2.15 ± 0.11
3	1.06 ± 0.26	3.01 ± 0.19
4	1.68 ± 0.38	4.09 ± 0.26
4.78	2.23 ± 0.50	5.09 ± 0.49
5	2.26 ± 0.55	4.68 ± 0.27
6	2.76 ± 0.65	5.92 ± 0.52
7	3.39 ± 0.76	6.98 ± 0.35
8	4.2 ± 1.1	7.75 ± 0.77
9	4.5 ± 1.1	8.36 ± 0.57

10	5.2 ± 1.2	8.88 ± 0.6
----	---------------	----------------

L'effetto del fondo ambientale sui treni di impulsi provenienti da rifiuti radioattivi condizionati è di gran lunga più importante nel caso delle tecniche di correlazione NMC e Rossi- α , rispetto alla tecnica NCC, così come si era verificato nel caso delle matrici inattive entro cui erano alloggiate sorgenti puntiformi: le deviazioni fra dati simulati e risultati sim&bkg, infatti, sono più significative per i metodi NMC e Rossi- α rispetto al metodo NCC.

E' bene ricordare che se il fondo avesse distribuzione puramente Poissoniana, esso sarebbe costituito da impulsi distribuiti casualmente che non influirebbero nell'analisi delle coincidenze o delle molteplicità effettuata dalle suddette tecniche. La distribuzione di fondo ambientale presenta, invece, pacchetti di impulsi dovuti a neutroni generati da reazioni di spallazione (capitolo 8) che influenzano le molteplicità relative alla sorgente neutronica, influenza tanto maggiore quanto più è elevato l'ordine di molteplicità su cui è basata la tecnica di correlazione temporale. E' per questo motivo che i metodi NMC e Rossi- α , basati su molteplicità di ordine maggiore di due, risentono in misura maggiore degli effetti di fondo ambientale rispetto al metodo NCC, basato sulle coincidenze osservate (molteplicità di ordine pari a due).

BIBLIOGRAFIA

- [1] “*Radioactive waste package assay facility*”, Report EUR 13870/2 EN.
- [2] N. Cherubini, F.V. Frazzoli, R. Remetti: “*Resa neutronica da reazioni (α, n) in composti contenenti attinidi*”; Rapporto Tecnico ANPA 1996.
- [3] T. Bücherl, K. Krebs, Ch. Lierse, C. Vicini, G. Grossi, D. Lisi, P. Filß, G. Caspary, J. Kühne, S. Guldbakke, E. Dietz, H. Klein, D. Schlegel, M. Bruggeman, P. Baeten, R. Carchon, F.V. Frazzoli, R. Remetti, N. Cherubini, A. Lyoussi, A. Mariani, J.P. Coulon; “*Improvement of passive and active neutron assay techniques for the characterisation of radioactive waste packages*”; report to the European Commission within the 4th Framework Program, Area C 3.3, Nuclear Fission Safety (1994-1998).

CONCLUSIONI.

Il controllo della quantità di materiale fissile è importante sia per l'attuazione delle norme di salvaguardia (Safeguard) predisposte dalla IAEA contro le possibili diversioni di materiali nucleari sia per la verifica delle caratteristiche di rifiuti radioattivi e la loro rispondenza alle prescrizioni di sicurezza (Safety) .

A tal fine sono impiegati metodi di analisi non distruttivi (NDA), attivi o passivi. Sono attivi quelli basati sull'osservazione di radiazioni secondarie indotte tramite irraggiamento da una sorgente esterna; sono passivi i metodi basati sull'osservazione di radiazioni nucleari spontanee.

Le Tecniche Neutroniche Passive o Metodi di Correlazione Temporale, oggetto della ricerca, sono utilizzate sia per la rivelazione di neutroni emessi dai materiali nucleari di interesse strategico sia, più recentemente, per la caratterizzazione di rifiuti radioattivi condizionati derivanti dal riprocessamento di elementi di combustibile di centrali elettronucleari.

In tali tecniche i neutroni rivelati possono essere ricondotti ai seguenti due termini di sorgente:

- Reazioni (α, n) su materiali leggeri, provocate dal decadimento α di isotopi di U e Pu;
- Fissione Spontanea di isotopi di U e Pu.

L'importante differenza tra l'emissione di neutroni da fissione spontanea e da reazioni (α, n) è dovuta al fatto che nel primo processo si ha l'emissione quasi contemporanea di neutroni (che sono quindi correlati nel tempo) mentre il secondo processo dà luogo a neutroni singoli, distribuiti casualmente nel tempo. Tale differenza nella distribuzione temporale è sfruttata, nelle Tecniche di Correlazione Temporale (TCM), per discriminare le reazioni (α, n) dalle fissioni spontanee, data l'impossibilità di effettuare una discriminazione in energia poiché i due spettri sono quasi totalmente sovrapposti. Dalla valutazione del rateo di neutroni da fissione spontanea è possibile ricavare la massa di materiale fissile.

L'estensione dei Metodi di Correlazione Temporale ai waste radioattivi implica una accurata valutazione delle performances delle diverse tecniche oggi disponibili; l'attività di ricerca ha riguardato, principalmente, lo studio della

tecnica Neutron Coincidence Counting (NCC), basata sulle coincidenze osservate, della tecnica Neutron Multiplicity Counting (NMC) e della tecnica Rossi- α , basate su molteplicità neutroniche più elevate.

L'obiettivo della ricerca è stato sviluppare una procedura di simulazione per la generazione del treno di impulsi proveniente da rifiuti radioattivi condizionati, che consenta di confrontare le prestazioni dei suddetti metodi nella determinazione della quantità di materiale fissile presente in essi e stabilire quale possa essere considerato il più affidabile.

Data la difficoltà di disporre di un reale waste package misurabile sperimentalmente, la procedura di simulazione è stata verificata e convalidata utilizzando sorgenti e matrici inattive dalle caratteristiche note. Il confronto fra risultati sperimentali e simulati ha consentito di stabilirne l'efficacia: la procedura è stata, quindi, applicata alla simulazione di rifiuti radioattivi cementati.

Lo studio di simulazione delle Tecniche di Correlazione Temporale inizia con calcoli di trasporto neutronico eseguiti per mezzo del codice MCNP (Monte Carlo Neutron and Photon transport code): la testa di rivelazione, così come diverse configurazioni di sorgente (puntiforme o volumica) e di matrice (aria, neoprene e cemento), vengono riprodotte nel linguaggio MCNP, al fine di ottenere la distribuzione delle vite medie dei neutroni rivelati e, conseguentemente, derivare sia la probabilità di rivelazione ϵ sia la vita media τ . La tecnica di simulazione prosegue con la generazione del treno di impulsi, nota la composizione isotopica e la massa del campione di Plutonio. Essa è basata sull'ipotesi che gli eventi che danno origine a neutroni, reazioni di fissione spontanea e (α, n) , sono distribuiti nel tempo seguendo una distribuzione di Poisson; effettuando campionamenti "random" dalla distribuzione delle vite medie, ottenuta dal codice MCNP, è possibile generare il treno di impulsi.

I treni di impulsi ottenuti sono stati, quindi, analizzati con i software che riproducono i principi di funzionamento delle tecniche NCC, NMC e Rossi- α , così come i treni di impulsi sperimentali generati utilizzando la testa di rivelazione neutronica disponibile presso l'Impianto Plutonio del Centro Ricerche ENEA Casaccia di Roma.

Nel caso di sorgenti e matrici di riferimento, l'accordo fra dati simulati e valori di riferimento è risultato buono per tutti i metodi di correlazione studiati, mentre si sono riscontrate significative deviazioni fra risultati sperimentali e valori di riferimento soprattutto per le tecniche NMC e Rossi- α . Ciò è stato interpretato come dovuto ad effetti di fondo, non contemplati nella suddetta procedura.

Per verificare tale ipotesi, treni di impulsi ambientali reali sono stati raccolti e miscelati con i treni di impulsi simulati, al fine di ottenere un nuovo insieme di dati da confrontare con i dati reali. Il buon accordo fra risultati sperimentali e dati simulati+fondo ha indicato che il fondo gioca un ruolo importante soprattutto per le tecniche NMC e Rossi- α .

L'applicazione della procedura, ormai convalidata, ai rifiuti radioattivi cementati ha confermato l'ottimo accordo fra valori di riferimento e dati simulati, ribadendone, così, l'efficacia.

La procedura di simulazione messa a punto verrà utilizzata presso il C. R. ENEA Casaccia di Roma per la caratterizzazione, in termini di minima attività rivelabile, del sistema di misura neutronico presente presso l'Impianto Plutonio per misure su rifiuti α -contaminati.

Tale procedura è stata testata, come detto precedentemente, su un ampio range di masse di Plutonio (da 0.04 a 2.5 g di $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$) contenuto in matrici caratterizzate da diverse densità (da 0.5 a 2 g/cm³); poiché la caratterizzazione riguarda matrici più leggere e quantità di Plutonio dell'ordine del mg, sarà opportuno testare il codice di simulazione con misure sperimentali su matrici che riproducono la composizione e la densità reali contenenti sorgenti di bassa attività.

Sarà, quindi, possibile, in seguito, il calcolo della minima attività rivelabile nei rifiuti α -contaminati direttamente mediante l'uso del generatore di treni di impulsi.

Nel corso del dottorato di ricerca sono state effettuate le seguenti pubblicazioni:

Pubblicazioni su riviste internazionali:

- a) F. Bruno, N. Cherubini, A. Dodaro, F.V. Frazzoli, R. Remetti, C. Vicini:
“Passive neutron assay of radwaste packages: neutron detection, probability and mean life time. Some remarks based on Monte Carlo calculations and coincidence counting simulations”; ESARDA Proceedings, Vol. 19 pp 549-553, 1997.

Rapporti Tecnici:

- b) T. Bücherl, K. Krebs, Ch. Lierse, C. Vicini, G. Grossi, D. Lisi, P. Filß, G. Caspary, J. Kühne, S. Guldbakke, E. Dietz, H. Klein, D. Schlegel, M. Bruggeman, P. Baeten, R. Carchon, F.V. Frazzoli, R. Remetti, N. Cherubini, A. Lyoussi, A. Mariani, J.P. Coulon; *“Improvement of passive and active neutron assay techniques for the characterisation of radioactive waste packages”*; report to the European Commission within the 4th Framework Program, Area C 3.3, Nuclear Fission Safety (1994-1998).
- c) T. Bücherl, K. Krebs, Ch. Lierse, C. Vicini, G. Grossi, D. Lisi, P. Filß, G. Caspary, J. Kühne, S. Guldbakke, E. Dietz, H. Klein, D. Schlegel, M. Bruggeman, P. Baeten, R. Carchon, F.V. Frazzoli, R. Remetti, N. Cherubini, A. Lyoussi, A. Mariani, J.P. Coulon; *“Improvement of passive and active neutron assay techniques for the characterisation of radioactive waste packages”*; EURADWASTE '99 Conference, 15-18 / Novembre / 1999.

APPENDICE A

SOFTWARE NEUTRON COINCIDENCE COUNTING (NCC)

- **@(#) Neutron Coincidence Counter / Shift Register**

```
* modified for pulse train simulated
* compile using Microsoft C v6
*/
```

```
#include <stdio.h>
#include <string.h>
#include <graph.h>
#include <math.h>
#include <errno.h>
```

```
double delay[1000];
```

```
main(argc, argv)
int  argc;
char *argv[];
```

```
{
    FILE  *fp;                /* Spectrum File Pointer */
    char  name[80];           /* File Name */
    double time = 0.;         /* Acquisition Time */
    double iitem = 0.;        /* Word Data */
    long  i=0;
    long  maxcont=0;          /* Counter */
    long  jj=0;
    long  kk=0;
    long  lunghezza=1000;
    long  j=0;
    long  k=0;
    long  cont=0;
    double maxdel=0.;
    double tmeas=0.;
    double trigger= 0.;
    double tp=0.;
    double eps=0.;
    double tg=0.;
    double TM=0.;
    double dat=0.;
    double Pumass=0.;
    double ateor=0.;
    double delta=0.;
    double E1=0.;
    double E2=0.;
    double td=0.;
    long  RPA=0;
    long  A=0;
    long  R=0;

    _setvideomode(_DEFAULTMODE);
    _settextposition(1, 1);
    printf("Prova  %s\n",argv[1]);
```

```

if (argc < 2)
    strcpy(name, "ghost.ghs");
else
    strcpy(name, argv[1]);

/***** INIZIALIZZAZIONE MATRICI *****/

for(j=0; j<1000; j++)
{
    delay[j]=0;
}
/***** FASE DI ACQUISIZIONE DEL TEMPO DI MISURA *****/
fp=fopen (name,"r");
for (;;)
{
    fscanf(fp,"%lf\n",&iitem);
    if (feof(fp) != 0) break;
    tmeas = tmeas + iitem;
    i++;
}
printf("\nNumero impulsi = %ld\n",i);
printf("Tempo di misura = %lf sec.\n", tmeas * 0.000001);
maxcont=i;
fseek(fp,0L,SEEK_SET);

/***** PARAMETRI DELLO SHIFT REGISTER E DEL RIVELATORE *****/

printf("\n Gate (in microsecondi)  = ");
scanf("%lf",&tg);
printf("\n Predelay (in microsecondi) = ");
scanf("%lf",&tp);
printf("\n Delay (in microsecondi)  = ");
scanf("%lf",&td);
printf("\n Die away time del rivelatore = ");
scanf("%lf",&dat);
printf("\n Efficienza del rivelatore = ");
scanf("%lf",&eps);

/***** ANALISI SHIFT REGISTER *****/

j=lunghezza;
loop1:
for (i=lunghezza-j;i<lunghezza;i++)
{
    fscanf(fp,"%lf\n",&iitem);
    if (feof(fp) != 0) break;
    time = time + iitem;
    delay[i] = time;
}
maxdel = time-tp-tg-td;
for (jj=0;jj<lunghezza;jj++)
{
    trigger=delay[jj];
    if (cont>=maxcont-1000)
    {
        fclose(fp);
        TM = (tmeas * 0.000001) * (double) cont / (double) maxcont;
    }
}

```

```

ateor=(double) cont * tg * (double) maxcont / tmeas;
if (ateor <= (double) A) delta=100*( (double) A - ateor)/ateor;
if (ateor > (double) A) delta=100*(ateor - (double) A)/ateor;
printf("R + A = %lf i/s\n",(double) RPA / TM);
printf(" A = %ld\tA teor. = %lf\tdelta = %lf\n",A,ateor,delta);
printf(" R = %lf i/s\n",(double) (RPA - A) / TM);
printf("impulsi = %ld\n",cont);
E2=(double)(476.0*exp(-tp/dat)*(1.0-exp(-tg/dat))*1.8707398*eps*eps);
Pumass=((double)(RPA-A)/TM)/E2;
printf("Massa di Pu240 equivalente = %lf\n",Pumass);
printf("inserire il nome del file risultati\n");
scanf("%s",&name);
fp=fopen(name,"w");
fprintf(fp,"Prova %s\n",argv[1]);
fprintf(fp,"Tempo di misura = %lf s\tTotali = %ld\t Rateo = %lf n/s\n",
        TM,cont,(double)cont/TM);
fprintf(fp,"T gate = %lf\tT predelay = %lf\tT delay = %lf\n",tg,tp,td);
fprintf(fp,"Die away time = %lf\tEfficienza = %lf\n",dat,eps);
fprintf(fp,"R + A = %lf i/s\n",(double) RPA / TM);
fprintf(fp," A = %ld\tA teor. = %lf\tdelta = %lf\n",A,ateor,delta);
fprintf(fp," R = %lf i/s\n",(double) (RPA - A) / TM);
fprintf(fp,"Massa di Pu240 equivalente = %lf\n",Pumass);
fclose(fp);
exit(0);
}
for (k=jj;k<lunghezza;k++)
{
    if (delay[k] > trigger+td+tg+tp+tg) break;
    if ((delay[k] >= trigger+tp) && (delay[k] <= trigger+tp+tg)) RPA=RPA+1;
    if ((delay[k] >= trigger+tp+td+tg) && (delay[k] <= trigger+td+tg+tp+tg)) A=A+1;
    if (delay[k] >= maxdel)
    {
        j=jj;
        jj=lunghezza;
        break;
    }
}
}
cont=cont+j+1;
for(kk=j;kk<lunghezza;kk++)
{
    delay[kk-j]=delay[kk];
}
goto loop1;
fclose(fp);
exit(0);
}

```

APPENDICE B

SOFTWARE NEUTRON MULTIPLICITY COUNTING (NMC)

```
/*
* @(#) Neutron Multiplicity Counter
* Hage - Cifarelli - Pedersen release
* routine FESA
* for pulse train from TIA
* manipulated by delayer.exe
* compile using Microsoft C v6
*/

#include <stdio.h>
#include <string.h>
#include <math.h>
#include <errno.h>

double delay[1000];
double gates[20];
double reals[20];
double realsdiff[20];
double eps[20];
double Fs[20];
double Salfa[20];
double enne[20][100];
double R_2[20];
double R_3[20];
double ff[20];
double w[20];
double N_11[20];
double N_12[20];
double FATT_LE[100];
double a1=0.;
double a2=0.;
double a3=0.;
double a5=0.;
double a6=0.;

main(argc, argv)
int  argc;
char *argv[];

{
    FILE *fp;           /* Spectrum File Pointer */
    FILE *fp1;          /* Results File Pointer */
    char  name[80];      /* File Name */
    char  nome[80];      /* File Name */
    double time=0.;      /* Acquisition Time */
    double iitem=0.;     /* Word Data */
    long  i=0;
    long  maxcont=0;
    long  kk=0;
    long  lunghezza=1000;
    long  j=0;
```

```

long k=0;
long l=0;
long cont=0;
double maxdel=0.;
double media=0.;
double ahyp=0.;
double tempo_misura=0.;
double tmeas=0.;
double tau=0.;
double trigger= 0.;
double TPRED=6.4;
double TGATE=0.;
int lll=0;
int mmm=0;
double rateo=0.;
double t=0.;
double nuesse1 = 2.1400408;
double nuesse2 = 1.8707397;
double nuesse3 = 0.8524452;

printf("Prova  %s\n",argv[1]);

if (argc < 2)
    strcpy(name, "ghost.ghs");
else
    strcpy(name, argv[1]);

/***** INIZIALIZZAZIONE MATRICI *****/

for(j=0; j<1000; j++)
{
    delay[j]=0.;
}
for (lll=0; lll<20; lll++)
{
    for (mmm=0; mmm<100; mmm++)
    {
        enne[lll][mmm]=0.;
    }
}
for (lll=0; lll<20; lll++)
{
    N_11[lll]=0.;
    N_12[lll]=0.;
    R_2[lll]=0.;
    R_3[lll]=0.;
    Fs[lll]=0.;
    eps[lll]=0.;
    Salfa[lll]=0.;
    f[lll]=0.;
    w[lll]=0.;
    gates[lll]=0.;
    reals[lll]=0.;
    realsdiff[lll]=0.;
}
FATT_LE[0]=0.;
FATT_LE[1]=0.;
FATT_LE[2]=1.;

```


FATT_LE[3]=3.;
FATT_LE[4]=6.;
FATT_LE[5]=10.;
FATT_LE[6]=15.;
FATT_LE[7]=21.;
FATT_LE[8]=28.;
FATT_LE[9]=36.;
FATT_LE[10]=45.;
FATT_LE[11]=55.;
FATT_LE[12]=66.;
FATT_LE[13]=78.;
FATT_LE[14]=91.;
FATT_LE[15]=105.;
FATT_LE[16]=120.;
FATT_LE[17]=136.;
FATT_LE[18]=153.;
FATT_LE[19]=171.;
FATT_LE[20]=190.;
FATT_LE[21]=210.;
FATT_LE[22]=231.;
FATT_LE[23]=253.;
FATT_LE[24]=276.;
FATT_LE[25]=300.;
FATT_LE[26]=325.;
FATT_LE[27]=351.;
FATT_LE[28]=378.;
FATT_LE[29]=406.;
FATT_LE[30]=435.;
FATT_LE[31]=465.;
FATT_LE[32]=496.;
FATT_LE[33]=528.;
FATT_LE[34]=561.;
FATT_LE[35]=595.;
FATT_LE[36]=630.;
FATT_LE[37]=666.;
FATT_LE[38]=703.;
FATT_LE[39]=741.;
FATT_LE[40]=780.;
FATT_LE[41]=820.;
FATT_LE[42]=861.;
FATT_LE[43]=903.;
FATT_LE[44]=946.;
FATT_LE[45]=990.;
FATT_LE[46]=1035.;
FATT_LE[47]=1081.;
FATT_LE[48]=1128.;
FATT_LE[49]=1176.;
FATT_LE[50]=1225.;
FATT_LE[51]=1275.;
FATT_LE[52]=1326.;
FATT_LE[53]=1378.;
FATT_LE[54]=1431.;
FATT_LE[55]=1485.;
FATT_LE[56]=1540.;
FATT_LE[57]=1596.;
FATT_LE[58]=1653.;
FATT_LE[59]=1711.;
FATT_LE[60]=1770.;

```

FATT_LE[61]=1830.;
FATT_LE[62]=1891.;
FATT_LE[63]=1953.;
FATT_LE[64]=2016.;
FATT_LE[65]=2080.;
FATT_LE[66]=2145.;
FATT_LE[67]=2211.;
FATT_LE[68]=2278.;
FATT_LE[69]=2346.;
FATT_LE[70]=2415.;
FATT_LE[71]=2485.;
FATT_LE[72]=2556.;
FATT_LE[73]=2628.;
FATT_LE[74]=2701.;
FATT_LE[75]=2775.;
FATT_LE[76]=2850.;
FATT_LE[77]=2926.;
FATT_LE[78]=3003.;
FATT_LE[79]=3081.;
FATT_LE[80]=3160.;
FATT_LE[81]=3240.;
FATT_LE[82]=3321.;
FATT_LE[83]=3403.;
FATT_LE[84]=3486.;
FATT_LE[85]=3570.;
FATT_LE[86]=3655.;
FATT_LE[87]=3741.;
FATT_LE[88]=3828.;
FATT_LE[89]=3916.;
FATT_LE[90]=4005.;
FATT_LE[91]=4095.;
FATT_LE[92]=4186.;
FATT_LE[93]=4278.;
FATT_LE[94]=4371.;
FATT_LE[95]=4465.;
FATT_LE[96]=4560.;
FATT_LE[97]=4656.;
FATT_LE[98]=4753.;
FATT_LE[99]=4851.;

```

```

/***** FASE DI ACQUISIZIONE DEL TEMPO DI MISURA *****/

```

```

fp=fopen(name,"r");
for (;;)
{
    fscanf(fp, "%lf\n",&iitem);
    if (feof(fp) != 0) break;
    tmeas = tmeas + iitem;
    i++;
}
printf("\nNumero impulsi = %ld\n",i);
printf("Tempo di misura = %lf sec.\n", tmeas * 0.000001);
maxcont=i;
rateo=(double)maxcont/(tmeas * 0.000001);
printf("Rateo medio = %lf n/sec.\n", rateo);
fseek(fp,0L,SEEK_SET);
printf("Inserire il Tempo di Gate in microsecondi ");
scanf("%lf",&TGATE);

```

```

for(lll=1;lll<16;lll++)
{
    gates[lll] = TGATE * (float) lll;
}

/***** NEUTRON MULTIPLICITY ANALYSIS I STEP: N(x,g) CALCULATION *****/

j=lunghezza;
loop1:
for (i=lunghezza-j;i<lunghezza;i++)
{
    fscanf(fp,"%lf\n",&iitem);
    if (feof(fp) != 0) break;
    time = time + iitem;
    delay[i] = time;
}
maxdel=delay[lunghezza-1]-15*TGATE-TPRED;
kk=0;
for (mmm=1;mmm<16;mmm++)
{
    for (j=0;j<lunghezza;j++)
    {
        if(delay[j]<maxdel)
        {
            trigger=delay[j]+TPRED;
            for(k=j+1;k<lunghezza;k++)
            {
                if((delay[k]>trigger) && (delay[k]<=trigger+(float)(mmm)*TGATE)) kk=kk+1;
                else if (delay[k]>trigger+(float)(mmm)*TGATE)
                {
                    enne[mmm][kk]=enne[mmm][kk]+1;
                    kk=0;
                    break;
                }
            }
        }
        else break;
    }
}
cont=cont+j+1;
if (cont >= maxcont-1000)
{
    tempo_misura = (double)cont/rateo;
    fseek(fp,0L,SEEK_SET);

/***** PRINT SU FILE DEI RISULTATI *****/

strcpy(nome,"dummy3.txt");
fp1=fopen(nome,"w");
fprintf(fp1,"Prova  %s\n",argv[1]);
fprintf(fp1,"Tempo di misura = %lf s\tTotali = %ld\tRateo = %lf
n/s\n",tempo_misura,cont,rateo);
fprintf(fp1,"\n\tRISULTATI NEUTRON MULTIPLICITY COUNTER\n");
fprintf(fp1,"gate\t");
for (k=1;k<16;k++)
{
    fprintf(fp1,"%0.1f\t",(float)k*TGATE);
}

```

```

fprintf(fp1, "\n");

for (mmm=0; mmm<100; mmm++)
{
    fprintf (fp1, "N%d\t", mmm);
    for (lll=1; lll<16; lll++)
    {
        fprintf (fp1, "%ld\t", (long)enne[lll][mmm]);
    }
    fprintf (fp1, "\n");
}
fclose(fp1);
}
else
{
    for(l=j; l<lunghezza; l++)
    {
        delay[l-j]=delay[l];
    }
    goto loop1;
}
fclose(fp);

/** NEUTRON MULTIPLICITY ANALYSIS II STEP: N_11(g) N_12(g) CALCULATION **/

for (lll=1; lll<16; lll++)
{
    for (mmm=1; mmm<100; mmm++)
    {
        N_11[lll]=N_11[lll]+(float)mmm*enne[lll][mmm];
        N_12[lll]=N_12[lll]+FATT_LE[mmm]*enne[lll][mmm];
    }
}

/***** CALCOLO DEL DIE-AWAY TIME CON I MINIMI QUADRATI *****/

for (lll=1; lll<16; lll++)
{
    reals[lll]=N_11[lll]-rateo*rateo*gates[lll]*0.000001*tempo_misura;
}
realsdiff[1]=log(reals[1]);
a6 = a6 + gates[1]*realsdiff[1];
a3 = a3 + realsdiff[1];
a2 = a2 + gates[1];
a5 = a5 + gates[1]*gates[1];
a1 = 1.;

for (lll=2; lll<16; lll++)
{
    if((reals[lll]-reals[lll-1])>0.)
    {
        realsdiff[lll]=log(reals[lll]-reals[lll-1]);
        a3 = a3 + realsdiff[lll];
        a2 = a2 + gates[lll];
        a5 = a5 + gates[lll]*gates[lll];
        a1 = a1 + 1.;
        a6 = a6 + gates[lll]*realsdiff[lll];
    }
}

```

```

    }
}

tau=-(a1*a5-a2*a2)/(a6*a1-a2*a3);

/***** CALCOLO DELLA MASSA DI pu240eq *****/

for (lll=1; lll<16; lll++)
{
    fl[lll]=exp(-TPRED/tau)*(1-exp(-(float)lll*TGATE/tau));
    w[lll]=1.-tau/((float)lll*TGATE)*(1-exp(-(float)lll*TGATE/tau));
    R_2[lll]=(N_11[lll]/tempo_misura-rateo*rateo*(float)lll*TGATE/1000000.)/fl[lll];
    R_3[lll]=(N_12[lll]/tempo_misura-R_2[lll]*(fl[lll]+w[lll])*rateo*
        (float)lll*TGATE/1000000.-.5*rateo*rateo*rateo*
        (float)lll*TGATE/1000000.*(float)lll*TGATE/1000000.)/(fl[lll]*fl[lll]);
    eps[lll]=R_3[lll]/R_2[lll]*nuesse2/nuesse3;
    Fs[lll]=R_2[lll]*R_2[lll]*R_2[lll]/(R_3[lll]*R_3[lll])*nuesse3*nuesse3/
        (nuesse2*nuesse2*nuesse2);
    Salfa[lll]=(rateo*R_2[lll]/R_3[lll]*nuesse3/nuesse2)-
        (R_2[lll]*R_2[lll]*R_2[lll]/(R_3[lll]*R_3[lll])*
        nuesse3*nuesse3/(nuesse2*nuesse2*nuesse2)*nuesse1);
}
/** PRINT SU FILE PER FITTING DI TGATE,R_2,R_3 *****/

strcpy(nome,"dummy2.txt");
fp1=fopen(nome,"w");
fprintf(fp1,"Die-away time = %lf microsecondi\n",tau);
fprintf(fp1,"GATE\tR2\tR3\teps\tFs\tSalfa\t\ttm240eq\n");
for (lll=1; lll<16; lll++)
{
    t=(float)lll*TGATE;
    fprintf(fp1,"%0.2lf\t%0.4lf\t%0.4lf\t%0.4lf\t%0.4lf\t%0.4lf\t\t%0.4lf\n",
        t,R_2[lll],R_3[lll],eps[lll],Fs[lll],Salfa[lll],
        Fs[lll]/476.6);
}
fclose(fp1);
exit(0);
}

```

APPENDICE C

SOFTWARE TECNICA ROSSI - α

```
/*
 * @(#) ROSSI-ALPHA distributions
 * Bruggeman release
 * for pulse train from TIA
 * manipulated by delayer.exe
 * compile using Microsoft C v6
 */

#include <stdio.h>
#include <string.h>
#include <math.h>
#include <errno.h>

double delay[1005];
double del[1005];
double deltat[400];
double delta2t[400][400];

main(argc, argv)
int  argc;
char *argv[];

{
    FILE *fp;                /* Spectrum File Pointer */
    FILE *fp1;               /* Results File Pointer */
    char  name[80];           /* File Name */
    char  nome[80];           /* File Name */
    double time=0.;           /* Acquisition Time */
    double iitem=0.;          /* Word Data */
    long  i=0;
    long  maxcont=0;
    long  lunghezza=1000;
    long  kk=0;
    long  kj=0;
    int  n=0;
    int  m=0;
    int  delta=0;
    long  j=0;
    long  l=0;
    long  cont=0;
    double maxdel=0.;
    double tempo_misura=0.;
    double tmeas=0.;
    double TGATE=200.;
    double trigger=0.;
    double trigger1=0.;
    double trigger2=0.;
    double interval1=0.;
    double interval2=0.;
    int  mmm=0;
    double rateo=0.;
```

```

double atime=0.;          /* Acquisition Time          */
double litem=0.;          /* Word Data          */
int ii=0;
long maxcont1=0;
long lung=1000;
int nn=0;
int mm=0;
int cc=0;
long jj=0;
long ll=0;
long cont1=0;
double maxdelay=0.;
int num=0;
int num1=0;
int iii=0;
double deltafloat=0.;

printf("Prova  %s\n",argv[1]);

if (argc < 2)
    strcpy(name, "ghost.ghs");
else
    strcpy(name, argv[1]);

/***** INIZIALIZZAZIONE MATRICI *****/

for(kk=0; kk<1005; kk++)
{
    del[kk]=0.;
    delay[kk]=0.;
}
for(kk=0; kk<400; kk++)
{
    deltat[kk]=0.;
    for (kj=0; kj<400; kj++)
    {
        delta2t[kk][kj]=0.;
    }
}

/***** FASE DI ACQUISIZIONE DEL TEMPO DI MISURA *****/

fp=fopen(name,"r");
for (;;)
{
    fscanf(fp, "%lf\n",&iitem);
    tmeas = tmeas + iitem;
    i++;
    if (feof(fp) != 0) break;
}
printf("\nNumero impulsi = %ld\n",i);
printf("Tempo di misura = %lf sec.\n", tmeas * 0.000001);
maxcont=i;
rateo=(double)maxcont/(tmeas * 0.000001);
printf("Rateo medio = %lf n/sec.\n", rateo);
fseek(fp,0L,SEEK_SET);
/* printf("Inserire il Tempo di Gate in microsecondi");
scanf("%lf",&TGATE);
***

```

```
/***** ROSSI-ALPHA ANALYSIS monodimensional *****/
```

```
j=lunghezza;
loop1:
for (iii=lunghezza-j;iii<lunghezza;iii++)
{
    fscanf(fp,"%lf\n",&iitem);
    time = time + iitem;
    delay[iii] = time;
    if (feof(fp) != 0) break;
}
maxdel=delay[lunghezza-1]-TGATE;
m=0;
n=0;
for (m=0;m<lunghezza;m++)
{
    if (delay[m]<maxdel)
    {
        trigger=delay[m];
        for (n=m+1;n<lunghezza;n++)
        {
            if(delay[n]<=(trigger+TGATE))
            {
                deltafloat = delay[n]-delay[m];
                delta = (int) deltafloat;
                deltat[delta]=deltat[delta]+1.;
            }
            else break;
        }
    }
    else break;
}
j=m;
cont=cont+j+1;
if (cont >= maxcont-1000)
{
    tempo_misura = (double)cont/rateo;
    fseek(fp,0L,SEEK_SET);
}
```

```
/****** PRINT SU FILE DEI RISULTATI *****/
```

```
strcpy(nome,"dummy3.txt");
fp1=fopen(nome,"a");
fprintf(fp1,"Prova %s\n",argv[1]);
fprintf(fp1,"Tempo di misura = %lf s\tTotali = %ld\tRateo = %lf
n/s\n",tempo_misura,cont,rateo);
fprintf(fp1,"\n\tRISULTATI Rossi-alpha 1dim\n");

for (mmm=0; mmm<200; mmm++)
{
    fprintf(fp1,"%i\t%lf\n",mmm,deltat[mmm]);
}
fclose(fp1);
}
else
{
}
```



```

        for(l=j;l<lunghezza;l++)
        {
            delay[l-j]=delay[l];
        }
        goto loop1;
    }
/***** ROSSI-ALPHA ANALYSIS two-dimensional *****/
/***** axis t1, axis t2 *****/

    maxcont1=i;
    jj=lung;
    printf("bi_dim\n");
    getchar();
    loop2:
    for (ii=lung-jj;ii<lung;ii++)
    {
        fscanf(fp,"%lf\n",&litem);
        atime = atime + litem;
        del[ii] = atime;
        if (feof(fp) != 0) break;
    }
    maxdelay=del[lung-1]-TGATE;
    for (mm=0; mm<lung; mm++)
    {
        if (del[mm]<maxdelay)
        {
            trigger1=del[mm];
            for (nn=mm+1; nn<lung; nn++)
            {
                interval1=del[nn]-trigger1;
                if((int)interval1 <= TGATE)
                {
                    for (cc=nn+1; cc<lung; cc++)
                    {
                        trigger2=del[nn];
                        interval2=del[cc]-trigger2;
                        if((int)interval2 <= TGATE)
                        {
                            delta2t[(int)interval1][(int)interval2]=delta2t[(int)interval1][(int)interval2]+1.;
                        }
                        else break;
                    }
                }
                else break;
            }
        }
        else break;
    }
    jj=mm;
    cont1=cont1+jj+1;
    if (cont1 >= maxcont1-1000)
    {
        fseek(fp,0L,SEEK_SET);

/***** PRINT SU FILE DEI RISULTATI *****/

        fp1=fopen(nome,"a");
        fprintf(fp1,"\n\tRISULTATI Rossi-alpha 2dim \n\t");
    }

```

```

for(num=0; num<200; num++)
{
    fprintf (fp1, "%i\t",num);
}
fprintf(fp1, "\n");
for(num=0; num<200; num++)
{
    fprintf (fp1, "%i\t",num);
    for (num1=0; num1<200; num1++)
    {
        fprintf (fp1, "%lf\t",delta2t[num][num1]);
    }
    fprintf (fp1, "\n");
}
fclose(fp1);
}
else
{
    for(ll=jj;ll<lung;ll++)
    {
        del[ll-jj]=del[ll];
    }
    goto loop2;
}
exit(0);
}

```

L'interpolazione delle distribuzioni Rossi- α mono e bi-dimensionali e l'analisi finale è stata effettuata impiegando il software MATHEMATICA 2.2 utilizzando il seguente file di input (in neretto si è indicato l'input vero e proprio, mentre in corsivo si è indicato l'output del file):

SetDirectory["A:/Rossi"]

A:\Rossi

Needs["EDA`Master`"]

<<Statistics`DescriptiveStatistics`

<<Statistics`NonlinearFit`

mono1=ReadList["mono_w01.txt",Number,RecordLists->True];

monob1=Table[mono1];

ListPlot[monob1]

-Graphics-

data=monob1;

```

NonlinearFit[data, A1+R1*(Exp[-(x/tau)]),
x, {{A1,1000.},{R1,1000.},{tau,70.}},
ShowProgress->True,
AccuracyGoal->5,
PrecisionGoal->5]

```

8

```

Iteration:1 ChiSquared:2.331746301658328 10 Parameters:{1000., 1000., 70.}
Iteration:2 ChiSquared:59721.61872771903 Parameters: {32.2032, 737.326, 64.4358}
Iteration:3 ChiSquared:50366.07431369185 Parameters: {17.1798, 744.853, 66.5754}
Iteration:4 ChiSquared:50363.72533893755 Parameters: {16.8011, 745.152, 66.6672}
Iteration:5 ChiSquared:50363.72468491232 Parameters: {16.7949, 745.153, 66.6692}
{A1 -> 16.7948, R1 -> 745.154, tau -> 66.6692}

```

```

bidim=ReadList["matr_w01.txt",Number,RecordLists->True];

```

```

bidi2=Table[bidim];

```

```

data3=bidi2;

```

```

NonlinearFit[data3, A2+C2*(Exp[-x/66.6692]+Exp[-y/66.6692]+
Exp[-(x+y)/66.6692])+R2*(Exp[-(2*x)/66.6692]*Exp[-y/66.6692]),
{x, y}, {{A2,20.},{C2,10.},{R2,20.}},
ShowProgress->True,
AccuracyGoal->5,
PrecisionGoal->5]

```

7

```

Iteration:1 ChiSquared:3.415282157857604 10 Parameters:{20., 10., 20.}
Iteration:2 ChiSquared:1713.755923625547 Parameters: {0.0508862, -0.0394142, 0.729386}
Iteration:3 ChiSquared:1687.132978549291 Parameters: {-0.00224581, 0.0156754, 0.588577}
Iteration:4 ChiSquared:1687.132941277198 Parameters: {-0.00231234, 0.0157891, 0.588152}
{A2 -> -0.00231234, C2 -> 0.0157891, R2 -> 0.588152}

```

```

Fit[data3, {1,(Exp[-(x/66.6692)]+Exp[-(y/66.6692)]+Exp[-((x+y)/66.6692)]),
Exp[-(2*x/66.6692)]*Exp[-(y/66.6692)]},{x,y]}

```

```

-0.0299989 x - 0.0149994 y
-0.00231235 + 0.588152 E
-0.0149994 x -0.0149994 y
0.0157891 (E + E +

```

$$-0.0149994 (x + y)$$

$$E \quad)$$

$$rateo=7.333304$$

$$7.333304$$

$$Tmeas=136356.274055$$

$$136356.274055$$

$$tau=66.6692$$

$$66.6692$$

$$R1=745.154$$

$$745.154$$

$$R2=0.588152$$

$$0.588152$$

$$r1=(R1*tau)/(Tmeas)$$

$$0.364331$$

$$r2=(R2*((tau*tau)/2))/(Tmeas)$$

$$0.00958595$$

$$M1=2.140$$

$$2.14$$

$$M2=3.742$$

$$3.742$$

$$M3=5.115$$

$$5.115$$

$$eps=3*(r2/r1)*(M2/M3)$$

$$0.0577455$$

$$Fs=(2./9.)*(r1^3/r2^2)*(M3^2/M2^3)$$

$$58.3964$$

$$m240=Fs/476.6$$

$$0.122527$$

$$Salfa=((1/3)*rateo*(r1/r2)*(M3/M2))-(M1*2/9*(r1^3/r2^2)*(M3^2/M2^3))$$

$$2.02523$$

APPENDICE D

FILE DI INPUT MCNP RELATIVO AD UN WASTE PACKAGE

SIMULATION OF ENEA DETECTOR HEAD

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
C GAS He3
64 2 -0.0005 708 -709 -57 IMP:N=1
65 2 -0.0005 708 -709 -58 IMP:N=1
66 2 -0.0005 708 -709 -59 IMP:N=1
67 2 -0.0005 708 -709 -60 IMP:N=1
C CLADDING
68 3 -7.85 707 -710 -61 #64 IMP:N=1
69 3 -7.85 707 -710 -62 #65 IMP:N=1
70 3 -7.85 707 -710 -63 #66 IMP:N=1
71 3 -7.85 707 -710 -64 #67 IMP:N=1
C POLYETILENE DETECTORS BLOCK
72 4 -0.98 707 -710 453 -454 1034 -1045 61 62 63 64 IMP:N=1
C BLOCK 9
C GAS He3
73 2 -0.0005 708 -709 -65 IMP:N=1
74 2 -0.0005 708 -709 -66 IMP:N=1
75 2 -0.0005 708 -709 -67 IMP:N=1
76 2 -0.0005 708 -709 -68 IMP:N=1
C CLADDING
77 3 -7.85 707 -710 -69 #73 IMP:N=1
78 3 -7.85 707 -710 -70 #74 IMP:N=1
79 3 -7.85 707 -710 -71 #75 IMP:N=1
80 3 -7.85 707 -710 -72 #76 IMP:N=1
C POLYETILENE DETECTORS BLOCK
81 4 -0.98 707 -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
 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
 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
 C CADMIUM BOTTOM LINER
 209 1 -8.65 706 -707 -457 1034 -1045 IMP:N=1 \$Cd
 C LINER SURROUNDING BLOCK
 210 6 -2.702 707 -712 450 -451 1034 -1045 IMP:N=1 \$Al
 211 1 -8.65 707 -712 451 -452 1034 -1045 IMP:N=1 \$Cd
 212 6 -2.702 707 -712 452 -453 1034 -1045 IMP:N=1 \$Al
 213 1 -8.65 707 -710 454 -455 1034 -1045 IMP:N=1 \$Cd
 214 4 -0.98 707 -710 455 -456 1034 -1045 IMP:N=1 \$POLY
 215 4 -0.98 707 -712 456 -457 1034 -1045 IMP:N=1 \$POLY
 C CADMIUM TOP LINER
 216 1 -8.65 710 -711 453 -456 1034 -1045 IMP:N=1 \$Cd
 217 5 -0.001288 711 -712 453 -456 1034 -1045 IMP:N=1 \$AIR
 C BLOCK 9
 C CADMIUM BOTTOM LINER
 218 1 -8.65 706 -707 -557 1045 1056 IMP:N=1 \$Cd
 C LINER SURROUNDING BLOCK
 219 6 -2.702 707 -712 550 -551 1045 1056 IMP:N=1 \$Al
 220 1 -8.65 707 -712 551 -552 1045 1056 IMP:N=1 \$Cd
 221 6 -2.702 707 -712 552 -553 1045 1056 IMP:N=1 \$Al
 222 1 -8.65 707 -710 554 -555 1045 1056 IMP:N=1 \$Cd
 223 4 -0.98 707 -710 555 -556 1045 1056 IMP:N=1 \$POLY
 224 4 -0.98 707 -712 556 -557 1045 1056 IMP:N=1 \$POLY
 C CADMIUM TOP LINER
 225 1 -8.65 710 -711 553 -556 1045 1056 IMP:N=1 \$Cd
 226 5 -0.001288 711 -712 553 -556 1045 1056 IMP:N=1 \$AIR
 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 -1.98 801 -802 -804 IMP:N=1 \$CONCRETE
 242 3 -7.85 800 -803 -805 #241 IMP:N=1 \$STEEL
 C CELLS SURROUNDING DRUM
 243 5 -0.001288 707 -712 -200 -300 -400 -500 -600 250 -350
 -450 -550 -650 #241 #242 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
 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 0
 *TR2 0 0 0 72 -18 90 162 72 90 90 0
 *TR3 0 0 0 108 18 90 -162 108 90 90 0
 *TR4 0 0 0 144 54 90 -126 144 90 90 0
 *TR5 0 0 0 -144 126 90 -54 -144 90 90 0
 *TR6 0 0 0 -108 162 90 -18 -108 90 90 0
 *TR7 0 0 0 -72 -162 90 18 -72 90 90 0
 *TR8 0 0 0 -36 -126 90 54 -36 90 90 0
 SDEF CEL=241 POS 0 0 55.65 RAD=D1 AXS=0 0 1 EXT=D2 ERG=D3
 SI1 28.4
 SI2 -41.8 41.8
 SP3 -3 0.799 4.903
 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 -0.85629
 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 1003.35C -7.07E-11 2003.35C -2.29E-11 4009.03C -1.44E-05 \$waste
 5010.03C -9.47E-17 6012.35C -4.73E-07 7014.04C -2.63E-08
 16032.35C -1.06E-16 17000.35C -4.87E-10 19000.35C -6.57E-13
 20000.35C -0.27913 24000.35C -1.09E-04 25055.35C -4.85E-06
 26000.35C -0.02619 27059.35C -1.67E-05 28000.11C -0.00026
 29000.35C -4.49E-09 39088.35C -2.40E-10 40000.35C -0.00019
 41093.35C -3.72E-12 42000.35C -5.45E-06 47109.35C -2.21E-13
 48000.35C -3.47E-11 50000.35C -3.81E-06 54000.35C -7.31E-14
 56138.35C -2.77E-07 63000.01C -1.48E-08 64000.01C -8.50E-09
 82000.35C -6.03E-15 83209.35C -2.30E-19 90231.35C -2.26E-11
 90232.35C -1.31E-12 91233.35C -1.14E-12 92233.35C -6.29E-13
 92234.35C -7.04E-07 92235.11D -5.65E-05 92236.35C -7.56E-06
 92237.35C -4.64E-14 92238.35C -0.01476 93237.35C -3.02E-07
 93238.35C -1.05E-14 94238.35C -5.04E-08 94239.17D -3.46E-05
 94240.12D -1.03E-05 94241.35C -1.50E-06 94242.35C -3.17E-07
 95241.35C -7.01E-07 95242.35C -9.44E-10 95243.35C -1.20E-08
 96242.35C -2.46E-12 96244.35C -5.05E-10 96245.35C -6.00E-12
 13027.35C -2.86E-02 12000.35C -8.60E-02 8016.35C -4.74E-01
 14000.35C -6.67E-02 15031.35C -1.09E-07 1001.35C -0.02424
 22000.35C -1.67E-06

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 64 65 66 67
73 74 75 76 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)
SD4 28808.4046
FM4 9.64396E-05 2 103
TM4 0 0.05 9999R
T4 0 9999I 200000
PRDMP 2J -1
PRINT
NPS 18000000

—

APPENDICE E

SOFTWARE PER LA GENERAZIONE DEL TRENO DI IMPULSI

```
/*  
 * @(#) Pulse train generator  
 * compile using Microsoft C v6  
 */
```

```
#include <stdio.h>  
#include <math.h>  
#include <errno.h>  
#include <stdlib.h>  
#include <time.h>
```

```
FILE *fp1;  
FILE *fp2;  
char name[20];  
char nome[20];  
double numero=0.;  
double pdinupu[8];  
double pdinuct[12];  
double pmiss[4000];  
double priv[2100];  
double rho=0.;  
double rhosf=0.;  
double rhoan=0.;  
double rho_an=0.;  
double passo=0.;  
double passo2=1.;  
double deltetime=0.;  
double deltatau=0.;  
double numero1=0.;  
double numero4=0.;  
double numero5=0.;  
double numero3=0.;  
double numero2=0.;  
double num=0.;  
double massa =0.;  
double massa_cf=0.;  
unsigned long int numimp=0;  
unsigned long int contveri=0;  
unsigned long int contpersi=0;
```

```
void main (void)  
{  
    int j=0;  
    int riv=0;  
    int i=0;  
    int k=0;  
    int l=0;  
    int ll=0;  
    int jj=0;  
    long int nfis=0;  
    long int nfisperse=0;  
    long int nalfperse=0;  
    long int nfispu=0;
```

```

long int nfiscf=0;
long int nan=0;
long int numed=0;
long int cnum=0;
long int numedcf=0;
long int cnumcf=0;
double p_an=0.;
double p_cf=0.;
int barre=0;
pdinupu[0]=0.;
pdinupu[1]=0.0650256;
pdinupu[2]=0.299571;
pdinupu[3]=0.6332466;
pdinupu[4]=0.8835022;
pdinupu[5]=0.9809931;
pdinupu[6]=0.9978661;
pdinupu[7]=1.;
pdinucf[0]=0.;
pdinucf[1]=0.0021722;
pdinucf[2]=0.0277718;
pdinucf[3]=0.1530257;
pdinucf[4]=0.4274749;
pdinucf[5]=0.7326874;
pdinucf[6]=0.9178999;
pdinucf[7]=0.9839483;
pdinucf[8]=0.998081;
pdinucf[9]=0.9999397;
pdinucf[10]=0.9999994;
pdinucf[11]=1.;
printf("Inserire la massa di Pu240 eq (in g)\n");
scanf("%lf",&massa);
printf("Inserire la massa di Cf252 (in microgrammi)\n");
scanf("%lf",&massa_cf);
printf("Inserire il rateo di reazioni (alfa,n) (in microsecondi)\n");
scanf("%lf",&rhoan);
printf("Inserire numero di impulsi da creare\n");
scanf("%ld",&numimp);
rhosf = 0.000476635514 * massa + 0.62283737024 * massa_cf;
rho_an = rhoan;
rho = rhosf + rho_an;
p_an = rho_an/rho;
p_cf = 0.62283737024 * massa_cf / rhosf;
printf("%lf\n%lf\n",p_an,p_cf);

for(k=0; k<4000; k++)
{
    pmiss[k]=0.;
}
for(k=0; k<2100; k++)
{
    priv[k]=0.;
}
if (rho >= 0.3) passo = 0.005;
if (rho >= 0.07 && rho < 0.3) passo = 0.02;
if (rho >= 0.03 && rho < 0.07) passo = 0.05;
if (rho >= 0.007 && rho < 0.03) passo = 0.2;
if (rho >= 0.003 && rho < 0.007) passo = 0.5;
if (rho >= 0.0007 && rho < 0.003) passo = 2;

```

```

if (rho >= 0.0003 && rho < 0.0007) passo = 5;
if (rho >= 0.00007 && rho < 0.0003) passo = 20;
if (rho >= 0.00003 && rho < 0.00007) passo = 50;
if (rho >= 0.000007 && rho < 0.00003) passo = 200;
if (rho >= 0.000003 && rho < 0.000007) passo = 500;
if (rho >= 0.0000007 && rho < 0.000003) passo = 2000;
if (rho >= 0.0000003 && rho < 0.0000007) passo = 5000;
if (rho < 0.0000003) passo = 20000;
printf("Rateo di eventi (in microsec.)\t%lf\n",rho);
printf("Passo dell'istogramma (in microsec.)\t%lf\n",passo);
for(k=1; k<4000; k++)
{
    pmiss[k]=pmiss[k-1]+rho*passo* (double) exp(-rho*passo*(double)k);
    if(pmiss[k] > 0.995)
    {
        barre=k+1;
        printf("barre utilizzate  %d\n",barre);
        break;
    }
}
printf("Scegliere il tipo di rivelatore, la matrice e la posizione di sorgente:\n");
printf("  TESTA DI MISURA  MATRICE          POSIZIONE DELLA SORGENTE\n\n");
printf(" 1    ENEA      cemento      Position R1 A2\n");
printf(" 2    ENEA      cemento      Position R2 A2\n");
printf(" 3    ENEA      cemento      omogenea nel vol della matrice\n");
printf(" 4    ENEA      cemento      Position R3 A2\n");
printf(" 5    ENEA      cemento      Position R4 A2\n");
scanf("%i",&riv);
if (riv == 1)
{
    strcpy(name,"cemr1a2.txt");
    printf("%s\n",name);
}
if (riv == 2)
{
    strcpy(name,"cemr2a2.txt");
    printf("%s\n",name);
}
if (riv == 3)
{
    strcpy(name,"waste.txt");
    printf("%s\n",name);
}
if (riv == 4)
{
    strcpy(name,"cemr3a2.txt");
    printf("%s\n",name);
}
if (riv == 5)
{
    strcpy(name,"cemr4a2.txt");
    printf("%s\n",name);
}
printf("numero impulsi = %ld\n",numimp);
fp1=fopen(name,"r");
for(k=0; k<2000; k++)
{
    fscanf(fp1,"%lf\n",&priv[k]);

```

```

}
fclose(fp1);
strcpy(nome,"dummy.txt");
fp2=fopen(nome,"w+");
/* printf("Inserire un numero random (fino a 1000) per iniziare la procedura...\n");
scanf("%d",&l);
for (i=0;i<l;i++)
{
    numero=(double)rand()/32767.;
}
*/
srand( (unsigned)time( NULL ) );
do
{
    num=(double)rand();
    if (num/32767. > p_an)
    {
        nfis=nfis+1;
        numero1=(double)rand()/32767.;
        numero2=(double)rand()/32767.;
        if(numero1 <= pmiss[barre-1])
        {
            for (k = 0; k < barre-1; k++)
            {
                if (numero1 >= pmiss[k] && numero1 < pmiss[k+1])
                {
                    deltatime = deltatime + ((double) k + numero2) * passo;
                    break;
                }
            }
        }
    }
    else
    {
        deltatime = deltatime + ((double) barre + numero2) * passo;
        nfisperse=nfisperse+1;
    }
    numero5=(double)rand()/32767.;
    if((double)rand()/32767. >= p_cf)
    {
        nfispu=nfispu+1;
        for (jj=0; jj<8; jj++)
        {
            if (numero5 >= pdinupu[jj] && numero5 < pdinupu[jj+1])
            {
                ll=jj;
                numed=numed+ll;
                cnum=cnum+1;
                break;
            }
        }
    }
}
else
{
    nfiscf=nfiscf+1;
    for (jj=0; jj<12; jj++)
    {
        if (numero5 >= pdinucf[jj] && numero5 < pdinucf[jj+1])
        {
            ll=jj;

```

```

        numedcf=numedcf+1l;
        cnumcf=cnumcf+1;
        break;
    }
}
for (k = 1; k < ll+1; k++)
{
    if(ll == 0) break;
    numero3=(double)rand()/32767.;
    numero4=(double)rand()/32767.;
    if (numero3 >= priv[1999])
    {
        contpersi=contpersi+1;
    }
    else
    {
        for (j = 0; j < 1999; j++)
        {
            if (numero3 >= priv[j] && numero3 < priv[j+1])
            {
                deltatau = ((double) j + numero4) * passo2;
                fprintf(fp2,"%0.2lf\n",deltatime+deltatau);
                contveri=contveri+1;
                break;
            }
        }
    }
}
}
else
{
    nan=nan+1;
    numero1=(double)rand()/32767.;
    numero2=(double)rand()/32767.;
    numero3=(double)rand()/32767.;
    numero4=(double)rand()/32767.;
    if (numero1 <= pmiss[barre-1])
    {
        for (k = 0; k < barre-1; k++)
        {
            if (numero1 >= pmiss[k] && numero1 < pmiss[k+1])
            {
                deltatime = deltatime + ((double) k + numero2) * passo;
                break;
            }
        }
    }
    else
    {
        deltatime = deltatime + ((double) barre + numero2) * passo;
        nalfperse=nalfperse+1;
    }
    if (numero3 >= priv[1999])
    {
        contpersi=contpersi+1;
    }
    else

```

```

{
    for (j = 0; j < 1999; j++)
    {
        if (numero3 >= priv[j] && numero3 < priv[j+1])
        {
            deltatau = ((double) j + numero4) * passo2;
            fprintf(fp2, "%.2lf\n", deltatime+deltatau);
            contveri=contveri+1;
            break;
        }
    }
}
} while (contveri<numimp);
printf("%ld\n%ld\n%ld\n",nfis,nan,nfispu);
fclose(fp2);
}

```

APPENDICE F
SOFTWARE PER LA GENERAZIONE DEL TRENO DI IMPULSI
RELATIVO AL FONDO AMBIENTALE

```
/*  
 * @(#) Pulse train generator (only background+spallation)  
 * compile using Microsoft C v6  
 */  
  
#include <stdio.h>  
#include <math.h>  
#include <errno.h>  
#include <stdlib.h>  
#include <time.h>  
  
FILE *fp1;  
FILE *fp2;  
char name[20];  
char nome[20];  
double numero=0.;  
double deltetime=0.;  
double deltatau=0.;  
double numero6=0.;  
double numero6_1=0.;  
double numero7=0.;  
double numero7_1=0.;  
double numero8=0.;  
double rit_max=2162289.32;  
double ps=0.004;  
double pd=0.;  
double neo=0.;  
double neo1=0.;  
double neo2=0.;  
double neo3=0.;  
double neo4=0.;  
double neo5=0.;  
double neu=0.;  
double neutro=0.;
```

```

double rit=0.;
double rit1=0.;
double rit2=0.;
double caso=0.;
double caso1=0.;
unsigned long int numimp=150100;
unsigned long int contveri=0;

void main (void)
{
    int j=0;
    int i=0;
    int k=0;
    int l=0;
    int ll=0;
    int jj=0;
    double p_pois=0.;
    int barre=0;
    printf("numero impulsu = %ld\n",numimp);
    strcpy(nome,"dummy.txt");
    fp2=fopen(nome,"w+");
    srand( (unsigned)time( NULL ) );
    do
    {
        numero8=(double)rand()/32767.;
        if (numero8 >= ps)
        {
            p_pois=0.;
            numero6_1=6.;
            while (numero6_1>=p_pois)
            {
                numero6=(double)rand ()/32767.;
                numero6_1=numero6 * 5.75973;
                numero7=(double)rand ()/32767.;
                numero7_1 = numero7 * rit_max;
                p_pois =5.75973 * exp(- 5.75973 * numero7_1*0.000001);
            }
            deltatime = deltatime + (numero7_1);
            fprintf(fp2,"%0.2lf\n",deltatime);
        }
    }
}

```



```

        contveri=contveri+1;
    }
    else
    {
        pd = (double)rand()/32767.;
        if(pd > 0.068)
        {
            caso1=(double)rand()/32767.;
            if(caso1 >= 0.24)
            {
                rit = ((double)rand()/32767.) * 50.;
                loop1:
                neo = ((double)rand()/32767.) * 11.;
                if(neo >= 1. && neo < 11.)
                {
                    neutro = floor(neo);
                }
            }
            else
            {
                goto loop1;
            }
        }
        else
        {
            loop8:
            rit1=((double)rand()/32767.) * 1000.;
            if(rit1 > 50. && rit1 <= 1000.)
            {
                rit=rit1;
            }
            else
            {
                goto loop8;
            }
            loop9:
            neu = ((double)rand()/32767.) * 36.;
            if(neu >= 1. && neu < 36.)
            {
                neutro = floor(neu);
            }
        }
    }

```

```

    }
    else
    {
        goto loop9;
    }
}
for (k=0; k<neutro; k++)
{
    deltatime = deltatime + rit;
    fprintf(fp2, "%0.2lf\n", deltatime);
}
contveri=contveri+1;
}
else
{
    caso=(double)rand()/32767.;
    if (caso > 0.2)
    {
        loop3:
        neo1 = ((double)rand()/32767.)*9.;
        if (neo1 >= 4. && neo1 < 9.)
        {
            neutro =floor(neo1);
        }
        else
        {
            goto loop3;
        }
    }
    if (caso <= 0.2 && caso > 0.06)
    {
        loop4:
        neo2 = ((double)rand()/32767.)*13.;
        if (neo2 >= 9. && neo2 < 13.)
        {
            neutro = floor(neo2);
        }
        else
        {

```

```

    goto loop4;
}
}
if (caso <= 0.06)
{
    loop6:
    neo3 = ((double)rand()/32767.)*36.;
    if (neo3 >= 13. && neo3 < 36.)
    {
        neutro = floor(neo3);
    }
    else
    {
        goto loop6;
    }
}
rit2 = (double)rand()/32767.;
for (k=0; k<neutro; k++)
{
    deltatime = deltatime + rit2;
    fprintf(fp2,"%0.2lf\n",deltatime);
}
contveri=contveri+1;
}
}
} while (contveri<numimp);
fclose(fp2);
}

```