



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



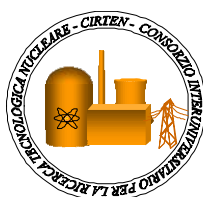
*Ministero dello Sviluppo Economico*

## RICERCA DI SISTEMA ELETTRICO

*Documento CERSE-UNIROMA1 RL 1057/2010*

Simulazioni neutroniche in geometria dettagliata per la nuova  
configurazione del reattore TAPIRO e definizione di massima dei  
piani di irraggiamento della sezione di prova

*M. Frullini, L. Gramiccia, I. Antonelli*



SIMULAZIONI NEUTRONICHE IN GEOMETRIA DETTAGLIATA PER LA NUOVA CONFIGURAZIONE  
DEL REATTORE TAPIRO E DEFINIZIONE DI MASSIMA DEI PIANI DI IRRAGGIAMENTO DELLA  
SEZIONE DI PROVA

M. Frullini, L. Gramiccia, I. Antonelli

Settembre 2010

Report Ricerca di Sistema Elettrico

Accordo di Programma Ministero dello Sviluppo Economico – ENEA

Area: Produzione e fonti energetiche

Tema: Nuovo Nucleare da Fissione

Responsabile Tema: S. Monti, ENEA



**Titolo**

**SIMULAZIONI NEUTRONICHE IN GEOMETRIA DETTAGLIATA PER LA NUOVA CONFIGURAZIONE DEL REATTORE TAPIRO E DEFINIZIONE DI MASSIMA DEI PIANI DI IRRAGGIAMENTO DELLA SEZIONE DI PROVA**

**Descrittori**

**Tipologia del documento:** Rapporto Tecnico  
**Collocazione contrattuale:** Accordo di programma ENEA-MSE: tema di ricerca "Nuovo nucleare da fissione"  
**Argomenti trattati:** Generation IV Reactor  
 Reattori nucleari a gas in alta temperatura  
 Neutronica  
 Metodo Monte Carlo, MCNPX, FLUKA

**Sommario**

Il documento riporta le simulazioni numeriche realizzate per riprodurre gli spettri neutronici del reattore sorgente veloce TAPIRO.

Nel documento sono descritte le attività predisposte per il benchmark e la validazione di codici e librerie da utilizzare per il calcolo di reattori tipo VHTGR. A complemento dell'attività, e verificarne la potenzialità del processo di benchmark, si è implementata una apposita attività sperimentale mediante tecniche di unfolding, che sono risultati essere in ottimo accordo con gli spettri ottenuti dagli estimatori MCNPX durante le simulazioni.

Sulla base dei dati raccolti dalle simulazioni è stato possibile progettare sia i buffer di grafite che i porta campioni necessari per un'eventuale serie di esperienze. Inoltre sono stati ottimizzati i tempi di irraggiamento di ciascun set di campioni.

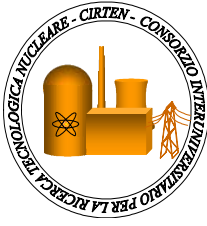
**Note: Attività LP3-N**

**IL presente documento recepisce il doc. CIRTEN CERSE-UNIROMA1 RL 1057/2010**

Copia n.

In carico a:

2			NOME			
			FIRMA			
1			NOME			
			FIRMA			
0	EMISSIONE	23/09/2010	NOME	NA	Stefano Monti	NA
			FIRMA			
REV.	DESCRIZIONE	DATA		CONVALIDA	VISTO	APPROVAZIONE



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

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

**PROGETTAZIONE SET-UP DI PROVA PER ANALISI DI INTERFACCIA CORE-  
RIFLETTORE DI VHTR**

**SIMULAZIONI NEUTRONICHE IN GEOMETRIA DETTAGLIATA PER LA NUOVA  
CONFIGURAZIONE DEL REATTORE TAPIRO E DEFINIZIONE DI MASSIMA DEI  
PIANI DI IRRAGGIAMENTO DELLA SEZIONE DI PROVA**

**CIRTEN-UNIROMA1 RL 1057/2010**

**AUTORI**

**Massimo Frullini**  
**Luciano Gramiccia**  
**Irene Antonelli**

**PISA, GIUGNO 2010**

Lavoro svolto in esecuzione della linea progettuale LP3 N - AdP ENEA MSE del 21/06/07  
Tema 5.2.5.8 – “Nuovo Nucleare da Fissione”.

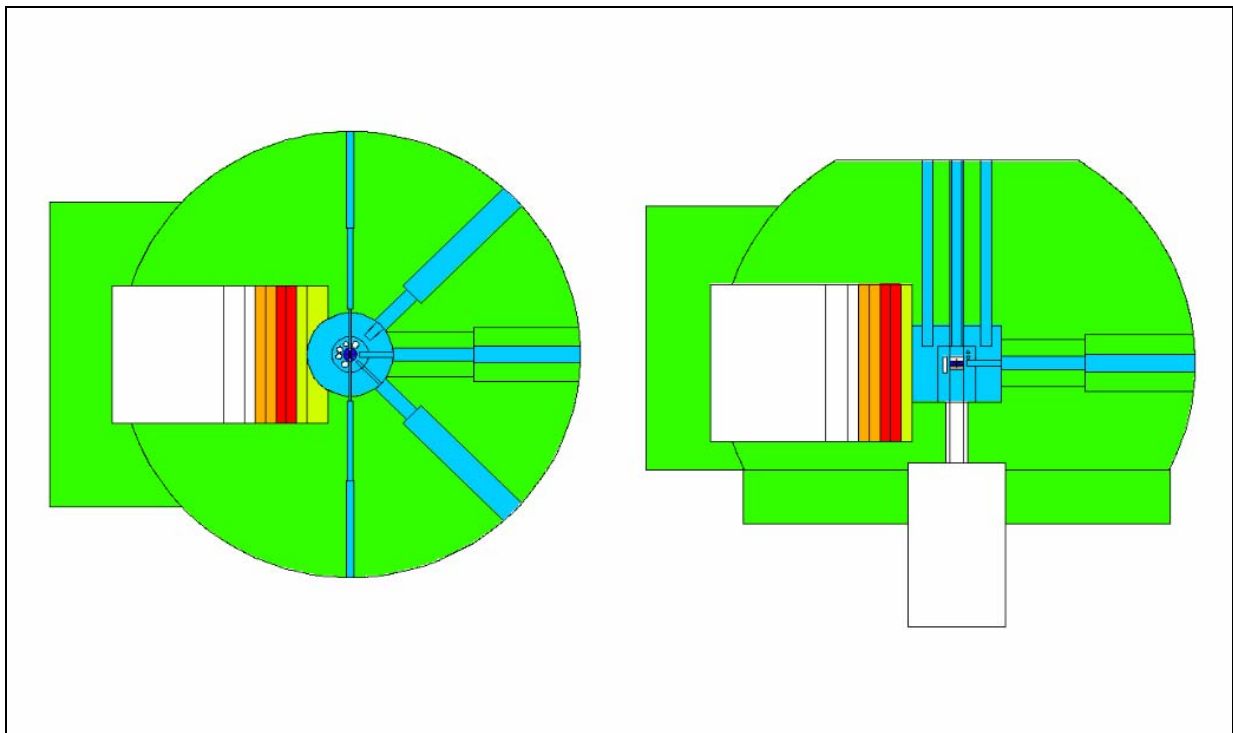
## Indice

<b>1. Introduzione.....</b>	<b>pag. 3</b>
<b>2. Assunzioni Generali .....</b>	<b>pag. 6</b>
<b>2.1 Geometria .....</b>	<b>pag. 6</b>
<b>2.2 Materiali .....</b>	<b>pag. 10</b>
<b>2.3 Estimatori di flusso e tassi di reazione .....</b>	<b>pag. 16</b>
<b>3. Stima dello spettro neutronico nel buffer di grafite in assenza delle sezioni di prova (HTGR termico): simulazione S1 .....</b>	<b>pag. 18</b>
<b>4. Stima dello spettro neutronico nel buffer di grafite in assenza delle sezioni di prova (HTGR epitermico): simulazione S2 .....</b>	<b>pag. 22</b>
<b>5. Stima dello spettro neutronico nel buffer di grafite in presenza delle sezioni di prova (HTGR termico): simulazione S3 .....</b>	<b>pag. 27</b>
<b>6. Stima dello spettro neutronico nel buffer di grafite in presenza delle sezioni di prova (HTGR epitermico): simulazione S4 .....</b>	<b>pag. 32</b>
<b>7. Stima dei tassi di reazioni di cattura neutronica delle foglioline metalliche alloggiato nelle 9 posizioni di misura HTGR termico. Simulazione Set 1 (S5-S11) .....</b>	<b>pag. 37</b>
<b>8. Stima dei tassi di reazioni di cattura neutronica delle foglioline metalliche alloggiato nelle 9 posizioni di misura HTGR epitermico. Simulazione Set 2 (S12-S17) .....</b>	<b>pag. 41</b>
<b>9. Piani di irraggiamento.....</b>	<b>pag. 45</b>
<b>10. Test di Unfolding nella posizione centrale di irraggiamento (MC) .....</b>	<b>pag. 49</b>
<b>11. Modifiche al set-up del reattore TAPIRO .....</b>	<b>pag. 53</b>
<b>12. Riferimenti Bibliografici .....</b>	<b>pag. 54</b>

## 1. Introduzione

I sistemi High Temperature Gas-cooled Reactor (HTGR) sono dei buoni candidati per la nuova generazione (Generation IV) di reattori nucleari di potenza. A causa dell'elevato grado di eterogeneità di strutture, moderatore e combustibile i codici deterministici di neutronica non consentono la corretta simulazione di fenomeni particolarmente significativi per tali macchine, come le variazioni di flusso neutronico all'interfaccia struttura/moderatore/combustibile [1-2].

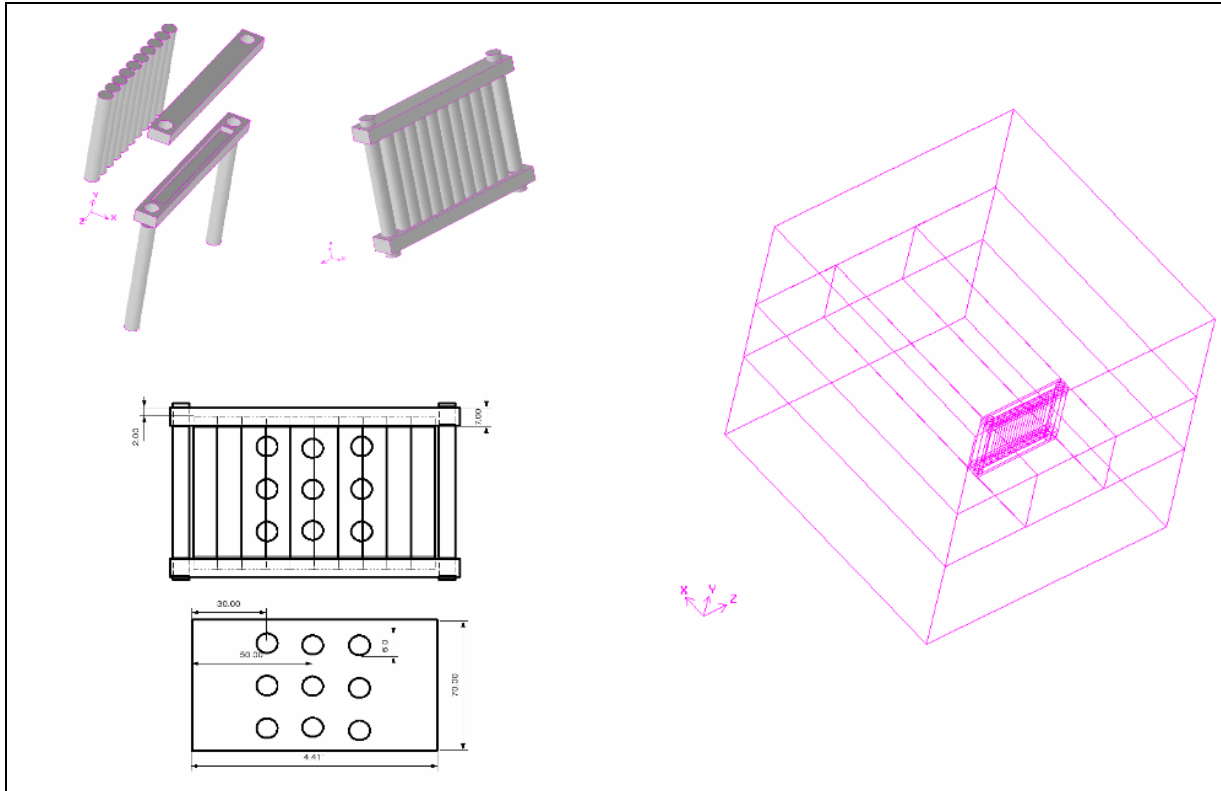
I vari *benchmark* lanciati sulla base dei risultati ottenuti dall'attività sperimentali dei prototipi HTTR e HTR-10 [3-5] hanno evidenziato delle discrepanze la cui origine non può essere identificata con certezza a causa del grado di complessità dei sistemi simulati. Nel presente rapporto si prosegue l'attività di progettazione di una facility di irraggiamento da costruire nel vano colonna termica del Reattore da ricerca Tapiro del Centro Ricerche ENEA Casaccia [1]. Tale facility permetterà di realizzare flussi neutronici con distribuzione energetiche tipiche degli HTGR e di misurarne le variazioni durante il trasporto attraverso sezioni di prova che riproducono le interfacce Ferro/Uranio/Grafite mediante l'uso del metodo di attivazione di foglioline metalliche e successivo unfolding degli spettri [6-8]. Le geometrie implementate, sebbene eterogenee, sono volutamente semplici in modo da poter essere riprodotte con facilità sia da codici deterministici che Monte Carlo. Le azioni che sono state portate avanti nel primo anno di attività [1-2] hanno permesso la definizione e implementazione di un modello di trasporto semplificato dell'impianto del reattore Tapiro [2]. Attraverso dei calcoli Monte Carlo [9] preliminari sono stati selezionati gli estimatori di flusso e le distribuzioni energetiche dei neutroni all'interfaccia grafite/uranio, uranio/ferro, grafite/ferro. Inoltre sono stati definiti gli spessori di grafite "nuclear grade" necessari alla transizione dallo spettro di fissione tipico di Tapiro a quelli termico ed epitermico caratteristici dei reattori HTGR. Mediante l'uso di tali spettri sono state definite le dimensioni ottimali degli strati di Unat e Fe della sezione di prova dell'esperienza. Infine mediante l'impiego di tecniche di unfolding sono stati stimati gli spettri neutronici all'interfaccia. L'attività si è conclusa con la definizione delle posizioni di misura ottimale e la progettazione del sistema di irraggiamento. In conclusione si è visto come ponendo una slab di grafite di opportuno spessore nel vano colonna termica di TAPIRO (fig. 1) sia possibile realizzare le condizioni di spettro neutronico epitermico e termico tipiche di un HTGR [2].



**Figura 1:** *Sezioni del Modello MCNP del reattore TAPIRO. Si noti il vano colonna termica e la progressione di slab di grafite*

In particolare, una slab di grafite di 40 cm di spessore totale, consente di ottenere, alla profondità di 20 cm, uno spettro neutronico con caratteristiche molto simili a quelle di un HTGR termico. Lo spettro HTGR epitermico si realizza a 2 cm di profondità in una slab di Grafite di 12.5 cm di spessore totale. Sulla base di questi risultati è stato elaborato un progetto di massima per il posizionamento dei blocchi di grafite per ottenere i due tipi di spettro HTGR [2].

Il dimensionamento delle sezioni di prova in Uranio naturale e Ferro è stato concepito per utilizzare delle barrette cilindriche di Unat (diametro 1 cm, altezza 8 cm) presenti attualmente presso i laboratori del CR ENEA Casaccia. La figura 2 riporta la visione di insieme dell'assemblaggio: 10 cilindri di Unat o Fe vengono bloccati da un sistema di morsetti per costituire la sezioni di prova e un porta-campioni di alluminio con 9 posizioni per i fogli di attivazione viene posizionato tra i due strati di materiale.



**Figura 2:** Schema generale di assemblaggio delle sezioni cilindriche di U e Ferro e del portacampioni di Alluminio. Posizionamento delle sezioni di prove nello slab di grafite

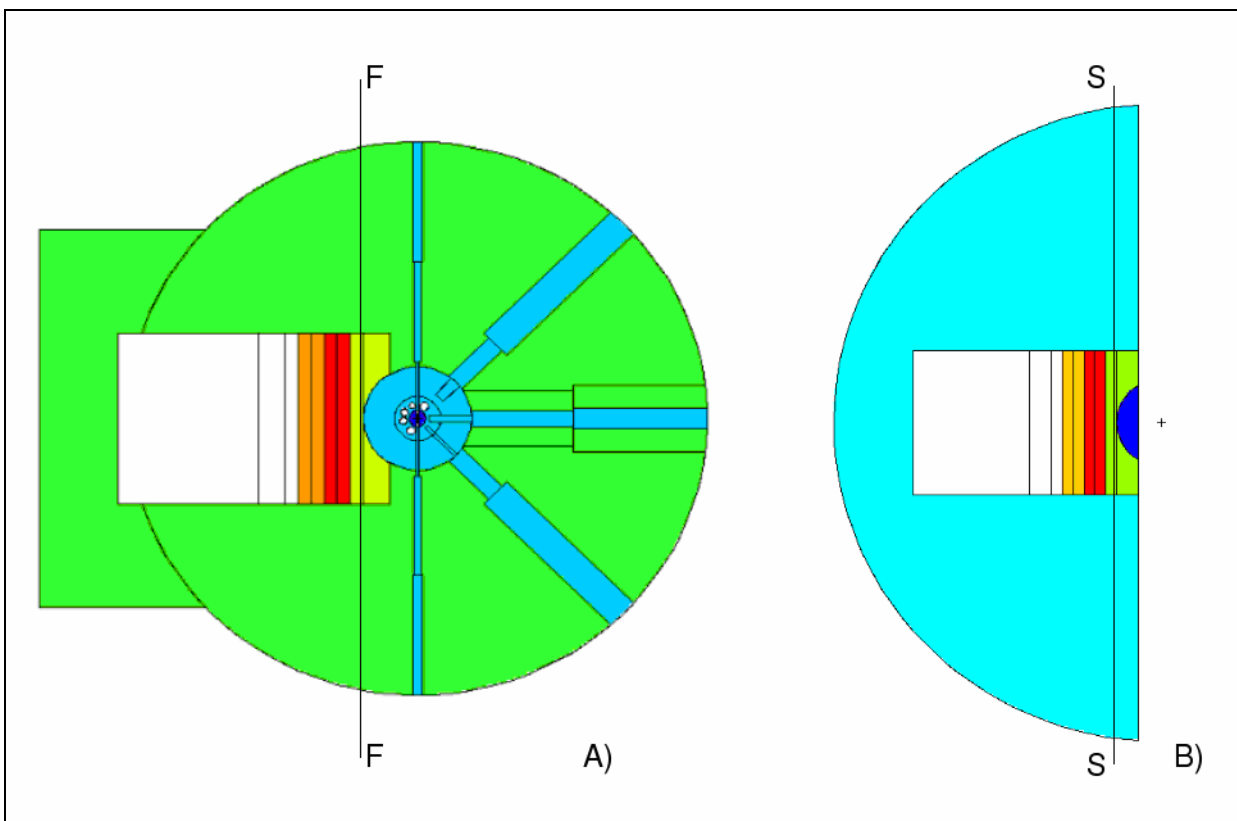
Oggetto dell'attività riportata in questo rapporto è l'implementazione della sezione di prova sperimentale in un modello Monte Carlo dettagliato per verificare i risultati di massima ottenuti nella prima fase di attività [1-2] così da definire un piano di irraggiamento che permetta la ricostruzione dello spettro nelle posizioni date.



## 2. Assunzioni Generali

Lo schema generale di calcolo è basato sul *modello ridotto* del reattore TAPIRO [1] in cui la sorgente neutronica è stata ricostruita su una superficie piana tangente al riflettore di rame (fig. 3).

La simulazione eseguita sul modello completo del reattore TAPIRO, ha permesso di stimare le correnti neutroniche sulla superficie F-F (fig. 3A), riprodotte e ridefinite come sorgente neutronica superficiale equivalente S-S (fig. 3B) nel problema ridotto. L'implementazione della stima delle traverse di flusso nel problema equivalente permette di ottenere gli stessi risultati risparmiando tempo di calcolo.



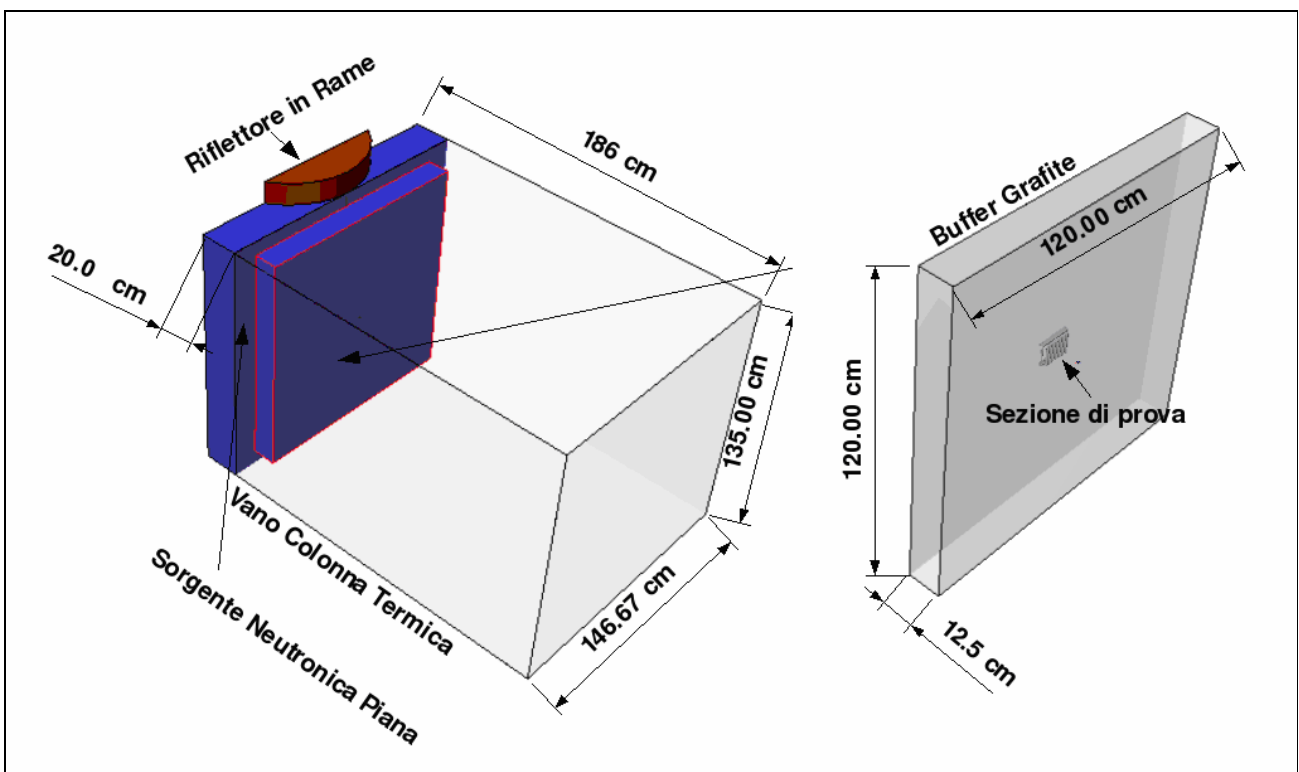
**Figura 3:** Ricostruzione della sorgente neutronica equivalente S-S nel problema ridotto.

### 2.1 Geometria

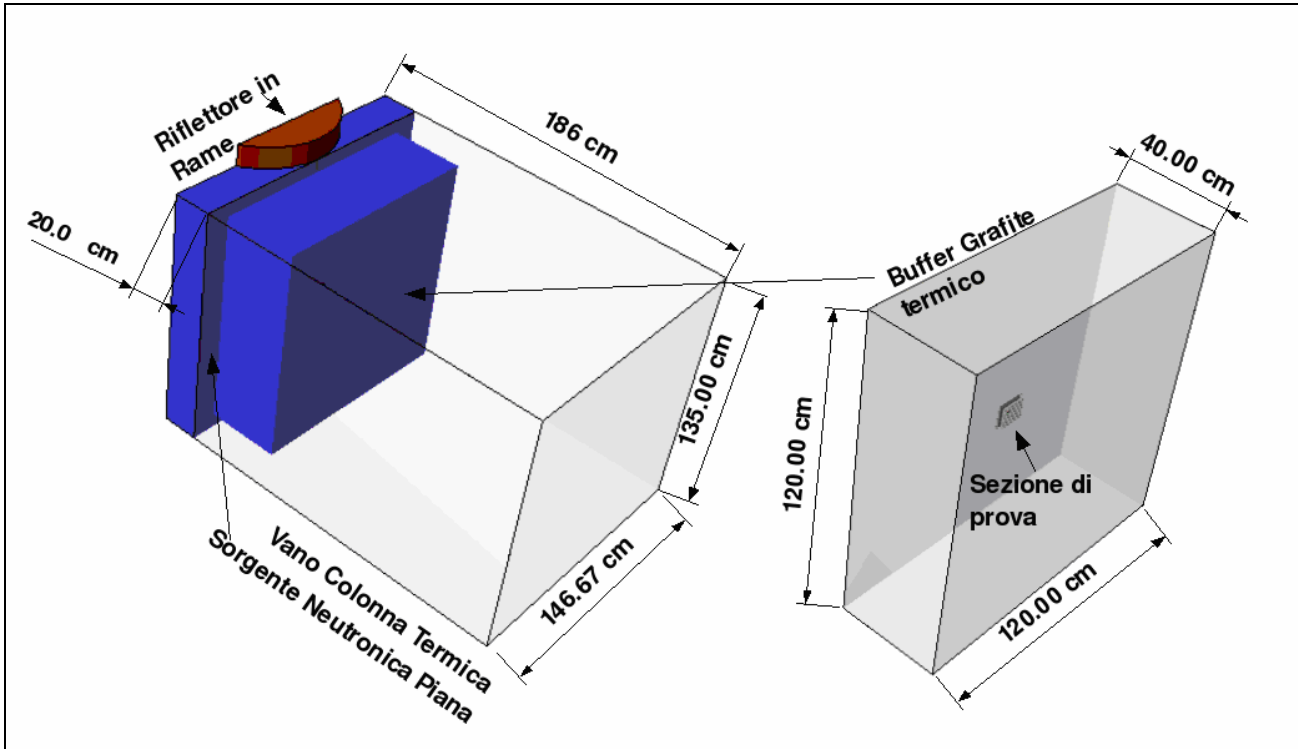
Per ottenere un unico modello in geometria 3D, che potesse essere impiegato per generare input

geometrici relativi a diversi solutori neutronici quali: MCNPx e FLUKA [11-12], è stato eseguito uno studio per identificare il miglior sistema CAD che permettesse il raggiungimento di tale obiettivo. Lo studio ha identificato il CAD 3D SimpleGEO [10] con il quale l'intero sistema ridotto è stato rappresentato nelle due versioni con box di grafite per HTGR termico ed epitermico.

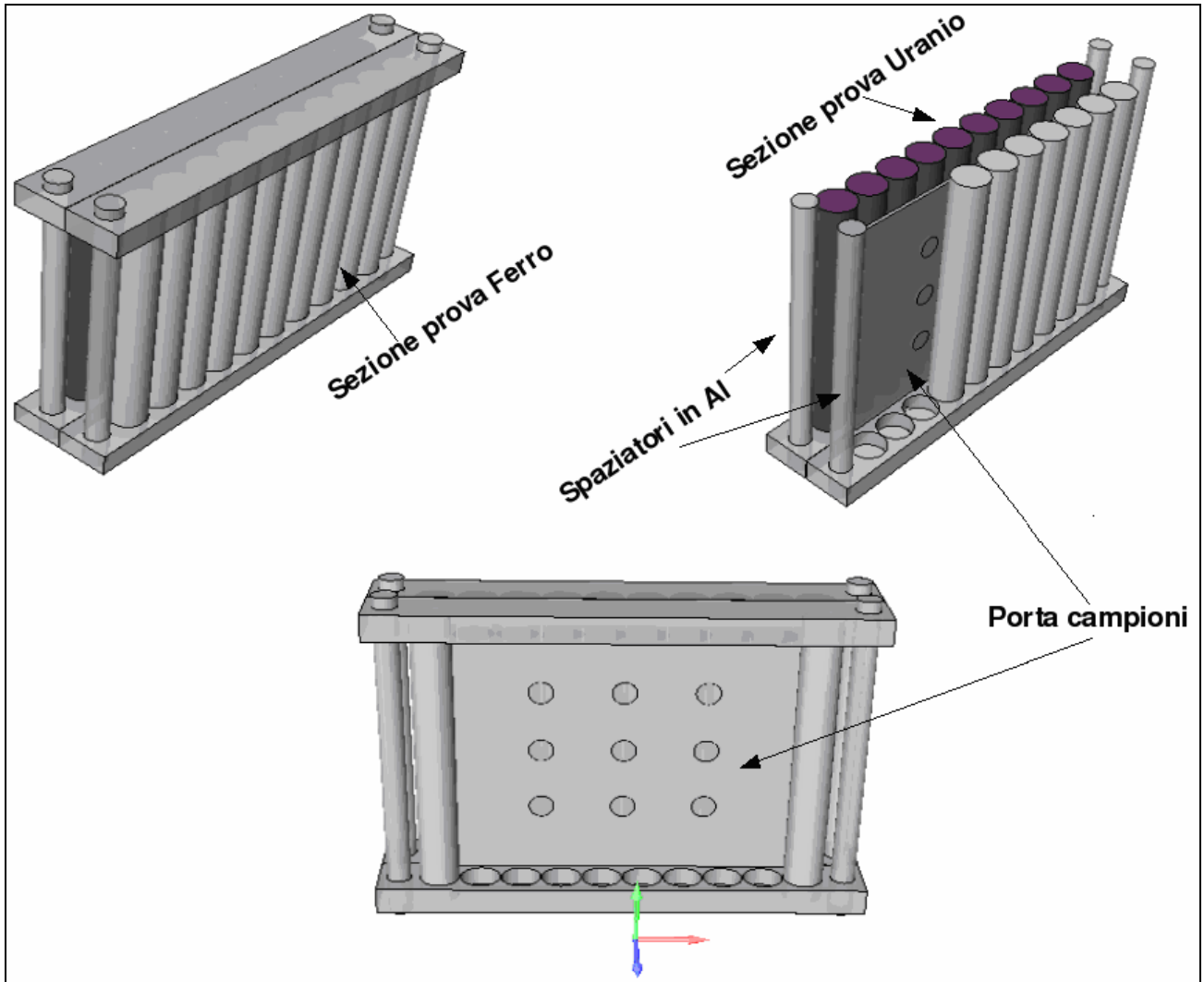
Il sistema ridotto è rappresentato (fig. 4) da una sezione cilindrica del riflettore di Cu di Tapiro che si affaccia sul vano colonna termica, completamente circondato dal corrispondente settore di schermo biologico in calcestruzzo borato. La sorgente di neutroni equivalente emette su un piano tangente al riflettore di Rame. Come riportato nelle Figure 4-5, i diversi spessori di grafite unitamente alla collocazione specifica della sezione di prova permettono di ottenere flussi neutroni con composizione spettrale da HTGR termico ed epitermico. In figura 6 viene riportato in dettaglio la struttura della sezione di prova Uranio Ferro e il porta-campioni con le 9 sedi circolari atte ad ospitare i fogli metallici per le attivazioni. Il porta campioni potrà essere estratto senza dover smontare le sezioni di prova.



**Figura 4:** Rappresentazione SimpleGEO del vano colonna termica con il buffer di grafite per ottenere lo spettro HTGR epitermico. La sorgente neutronica ridotta è localizzata sul piano, tangente al riflettore di Rame. A destra viene indicata la posizione delle sezioni di prova.



**Figura 5:** Rappresentazione via SimpleGEO del vano colonna termica con il buffer di grafite per ottenere lo spettro HTGR termico adiacente al riflettore. La sorgente neutronica ridotta è localizzata sul piano, tangente al riflettore di Ramr. A destra viene indicata la posizione delle sezioni di prova.



**Figura 6:** Rappresentazione via SimpleGEO della sezione di prova.. I cilindri di Unat e Ferro sono assemblati mediante un sistema di spaziatori e posizionatori in Alluminio. Nello spazio tra le due file di cilindri è posizionato il porta campioni (sempre in Alluminio) con 9 sedi dove inserire le foglioline metalliche per le attivazioni

## 2.2 Materiali

Si riportano di seguito le composizioni e i set di dati nucleari usati per ciascun materiale del modello:

**Tavola 1**

<b>Rame (densità di bulk 8.763 g/cm<sup>3</sup>)</b>			
Nuclide	Composizione (Frazione Atomica)	Dataset Nucleare	Codice MCNP
<sup>63</sup> Cu	0.692	ENDF 7.0 b	29063.70c
<sup>64</sup> Cu	0.308	ENDF 7.0 b	29065.70c

**Tavola 2**

<b>Calcestruzzo borato (densità di bulk 2.8 g/cm<sup>3</sup>)</b>			
Nuclide	Composizione (Frazione Atomica)	Dataset Nucleare	Codice MCNP
H	1.9889293E-01	ENDF 7.0 b	1001.70c
<sup>10</sup> B	4.9410332E-03	ENDF 7.0 b	5010.70c
<sup>11</sup> B	2.0013680E-02	ENDF 7.0 b	5011.70c
<sup>16</sup> O	5.4588322E-01	ENDF 7.0 b	8016.70c
C	6.3437228E-03	ENDF 7.0 b	6000.70c
<sup>27</sup> Al	1.2015900E-02	ENDF 7.0 b	13027.70c
Si	8.0186873E-03	ENDF 6.0 b	14000.60c
Ca	1.4510819E-02	ENDF 6.8	20000.62c
<sup>54</sup> Fe	3.4941790E-04	ENDF 7.0 b	26054.70c
<sup>56</sup> Fe	5.5304419E-03	ENDF 7.0 b	26056.70c
<sup>57</sup> Fe	1.2952560E-04	ENDF 7.0 b	26057.70c
<sup>58</sup> Fe	1.7470895E-05	ENDF 7.0 b	26058.70c
<sup>138</sup> Ba	7.6657071E-02	ENDF 7.0 b	56138.70c
<sup>32</sup> S	8.2675672E-02	ENDF 7.0 b	16032.70c
<sup>23</sup> Na	1.2056887E-02	ENDF 7.0 b	11023.70c
K	1.1963522E-02	ENDF 6.8	19000.62c

**Tavola 3**

<b>Grafite “nuclear grade” (densità di bulk 1.75 g/cm<sup>3</sup>)</b>			
Isotopo	Composizione (Frazione Atomica)	Dataset Nucleare	Codice MCNP
C	1.	ENDF 7.0 b	6000.70c
		TMCCS	grph.01t

**Tavola 4**

<b>Unat (densità di bulk 19.05 g/cm<sup>3</sup>)</b>			
Nuclide	Composizione (Frazione Atomica)	Dataset Nucleare	Codice MCNP
<sup>235</sup> U	0.72e-3	ENDF 7.0 b	92235.70c
<sup>234</sup> U	0.0055e-5	ENDF 7.0 b	92234.70c
<sup>238</sup> U	99.2745e-1	ENDF 7.0 b	92235.70c

**Tavola 5**

<b>Ferro (densità di bulk 7.874 g/cm<sup>3</sup>)</b>			
Nuclide	Composizione (Frazione Atomica)	Dataset Nucleare	Codice MCNP
<sup>54</sup> Fe	5.85E-02	ENDF 7.0 b	26054.70c
<sup>56</sup> Fe	9.18E-01	ENDF 7.0 b	26056.70c
<sup>57</sup> Fe	2.12E-02	ENDF 7.0 b	26057.70c
<sup>58</sup> Fe	2.82E-03	ENDF 7.0 b	26058.70c

**Tavola 6**

<b>Alluminio (densità di bulk 2.708 g/cm<sup>3</sup>)</b>			
Nuclide	Composizione (Frazione Atomica)	Dataset Nucleare	Codice MCNP
Al	1.	ENDF 7.0 b	13027.70c

**Tavola 7**

**Oro (densità di bulk 19.3 g/cm<sup>3</sup>)**

Nuclide	Composizione (Frazione Atomica)	Dataset Nucleare	Codice MCNP
Au	1.	ENDF 7.0 b	79197.70c

**Tavola 8**

**Molibdeno (densità di bulk 10.22 g/cm<sup>3</sup>)**

Nuclide	Composizione (Frazione Atomica)	Dataset Nucleare	Codice MCNP
<sup>92</sup> Mo	0.1484	JEFF 3.1	1001.70c
<sup>94</sup> Mo	0.0925	JEFF 3.1	5010.70c
<sup>95</sup> Mo	0.1592	JEFF 3.1	5011.70c
<sup>96</sup> Mo	0.1668	JEFF 3.1	8016.70c
<sup>97</sup> Mo	0.0955	JEFF 3.1	6000.70c
<sup>98</sup> Mo	0.2413	JEFF 3.1	13027.70c
<sup>100</sup> Mo	0.0963	JEFF 3.1	14000.60c

**Tavola 9**

**Argento (densità di bulk 10.5 g/cm<sup>3</sup>)**

Nuclide	Composizione (Frazione Atomica)	Dataset Nucleare	Codice MCNP
107Ag	0.51839	JEFF 3.1	47107.03c
109Ag	0.48161	JEFF 3.1	47109.03c

**Tavola 10**

**Nickel (densità di bulk 10.22 g/cm<sup>3</sup>)**

Nuclide	Composizione (Frazione Atomica)	Dataset Nucleare	Codice MCNP
<sup>58</sup> Ni	.680769	JEFF 3.1	28058.03c
<sup>60</sup> Ni	.262231	JEFF 3.1	28060.03c
<sup>61</sup> Ni	.011399	JEFF 3.1	28061.03c
<sup>62</sup> Ni	.036345	JEFF 3.1	28062.03c
<sup>64</sup> Ni	009256	JEFF 3.1	28064.03c

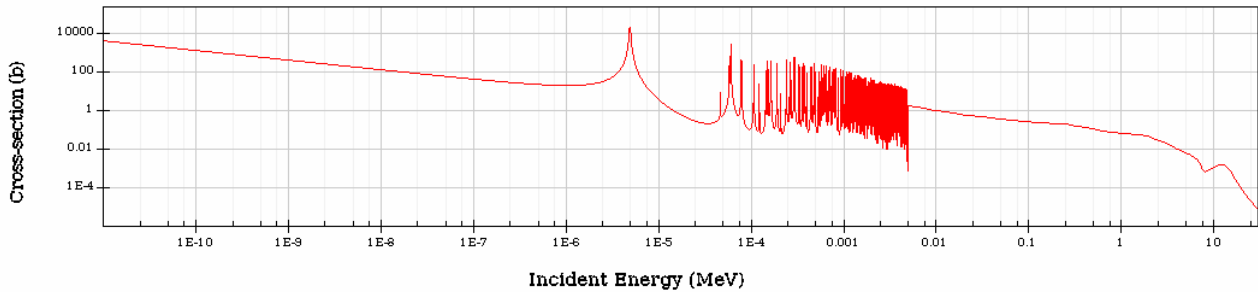
### Tavola 11

#### Proprietà dei materiali usati nelle simulazioni di attivazione neutronica

Materiale	Reazione	Soglia Reazione	Densità [g cm <sup>-3</sup> ]	R [atomi cm <sup>-1</sup> bar <sup>-1</sup> ]	Tempo di dimezzamento [sec]
Oro	<sup>197</sup> Au(n,g) <sup>198</sup> Au	Integrale	19.3	0.059008	232862.6
Indio	<sup>115</sup> In(n,g) <sup>116</sup> In	Integrale	7.31	0.036695	16149.6
Argento	<sup>109</sup> Ag(n,g) <sup>110</sup> Ag	4 eV	10.53	0.028312	2.157926E+07
Molibdeno	<sup>98</sup> Mo(n,g) <sup>99</sup> Mo	10 eV	10.22	0.015479	237384.0
Nichel	<sup>58</sup> Ni(n,p) <sup>58</sup> Co	2.0 MeV	8.908	0.062221	6122304.0
Alluminio	<sup>27</sup> Al(n,a) <sup>24</sup> Na	7.2 MeV	2.708	0.060440	53852.39
Oro	<sup>197</sup> Au(n,2n) <sup>196</sup> Au	8.6 MeV	19.3	0.059008	534211.1
Nichel	<sup>58</sup> Ni(n,2n) <sup>57</sup> Ni	13.5 MeV	8.908	0.062221	524879.9

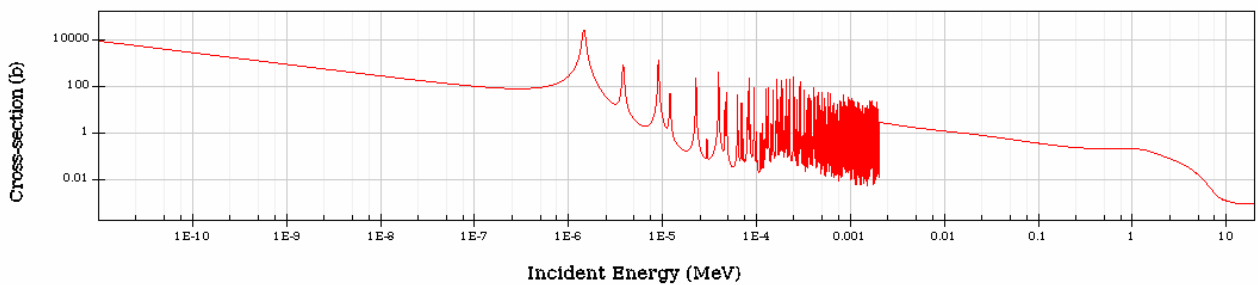
### Tavola 12

Incident neutron data / JEFF 3.0 / Au197 / MT=102 : (z,g) radiative capture / Cross section



### Tavola 13

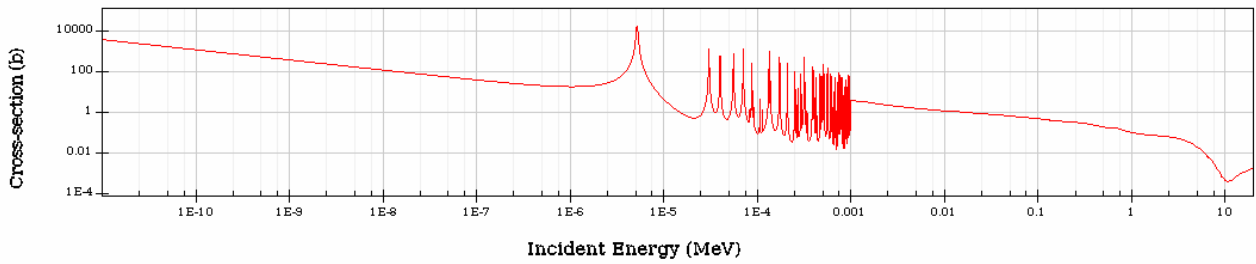
Incident neutron data / JEFF 3.0 / In115 / MT=102 : (z,g) radiative capture / Cross section





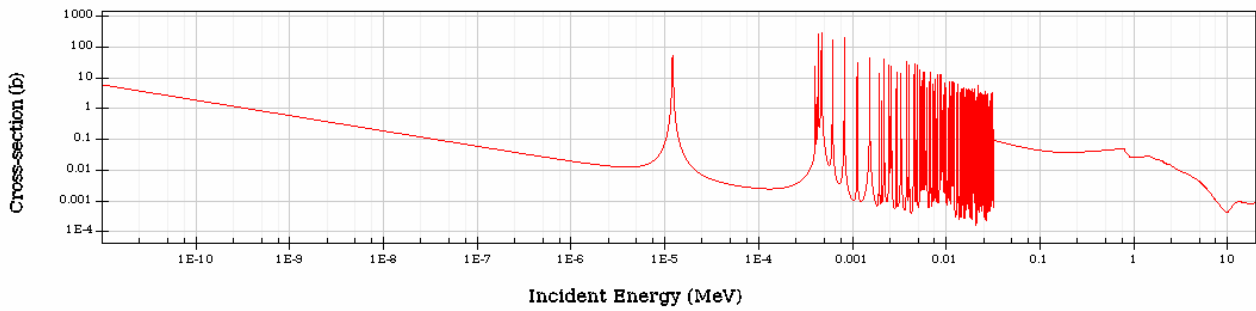
### Tavola 14

Incident neutron data / JEFF 3.0 / Ag109 / MT=102 : (z,g) radiative capture / Cross section



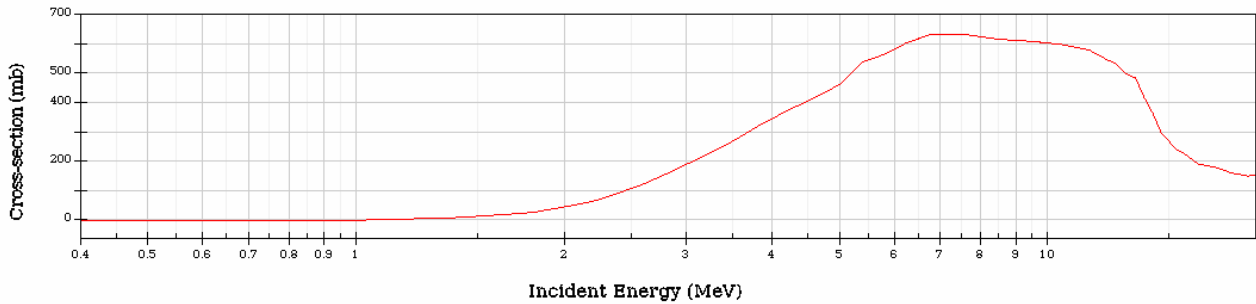
### Tavola 15

Incident neutron data / JEFF 3.0 / Mo98 / MT=102 : (z,g) radiative capture / Cross section



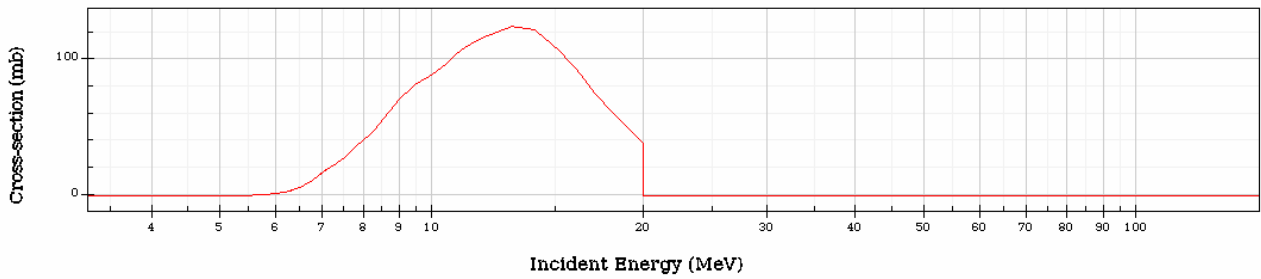
### Tavola 16

Incident neutron data / JEFF 3.0 / Ni58 / MT=103 : (z,p) / Cross section



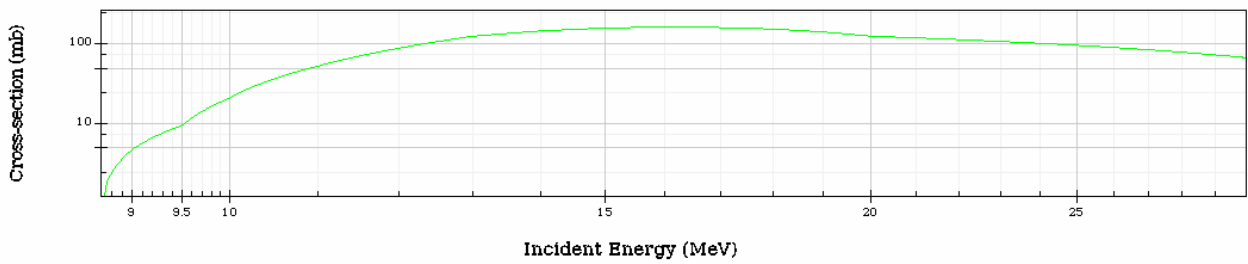
### Tavola 17

Incident neutron data / JEFF 3.0 / Al27 / MT=107 : (z,a) / Cross section



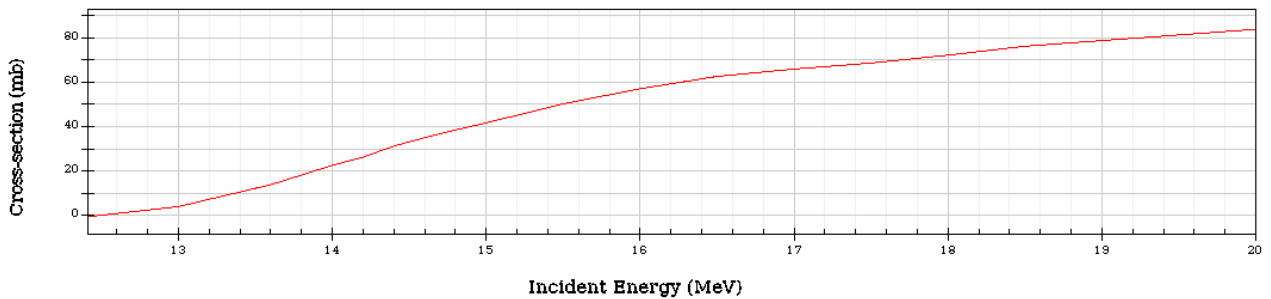
### Tavola 18

Incident neutron data / JEFF 3.0 / Au197 / MT=16 : (z,2n) / Activation products Cross section for Gold 196 mixture of levels production



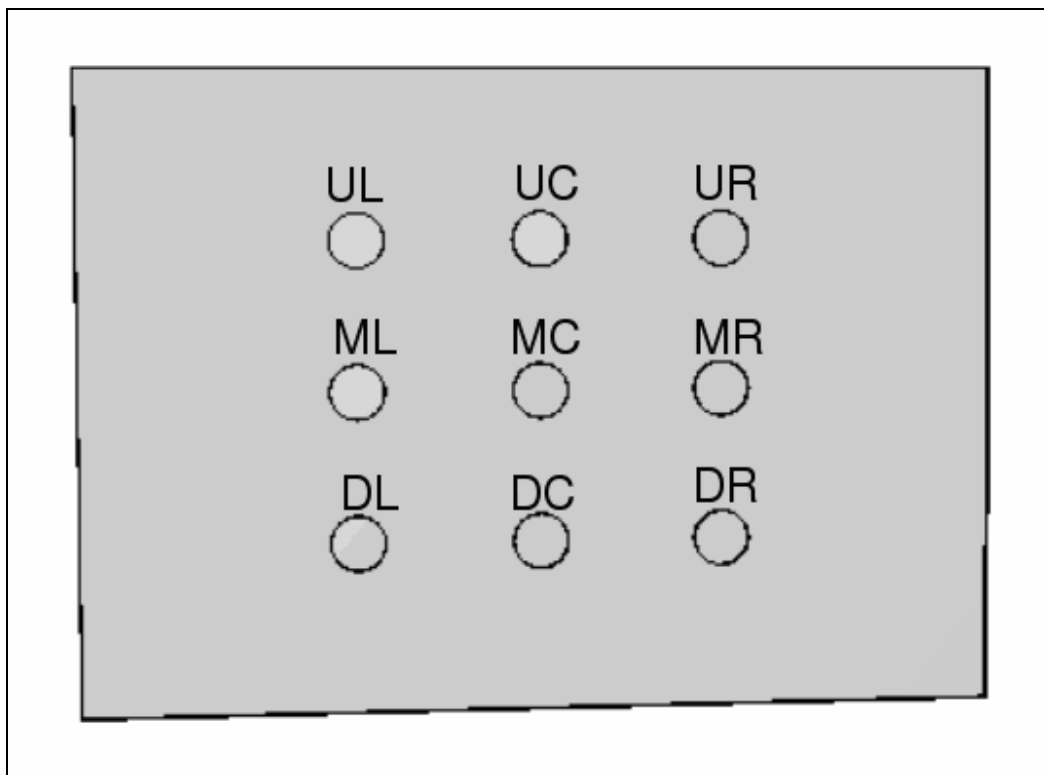
### Tavola 19

Incident neutron data / JEFF 3.0 / Ni58 / MT=16 : (z,2n) / Cross section



### 2.3 Estimatori di flusso e tassi di reazione.

La campagna di misure sperimentali si propone di misurare il flusso nelle 9 posizioni indicate in figura 7. Gli identificativi di ciascuna posizione sono riferiti ad un osservatore posizionato nel vano colonna termica con la sorgente alle spalle. Si definisce come Upper Left (UL) la posizione superiore a sinistra dell'osservatore. A seguire si definiscono le posizioni: Upper Central (UC) e Upper Right (UR). Scendendo di una riga ci sono rispettivamente Middle Left (ML), Middle Central (MC) e Middle Right (MR). Infine l'ultima riga avrà le posizioni Down Left (DL), Down Central e Down Right (DR). In tutte le posizioni il modello geometrico prevede la presenza di un volume cilindrico di 6 mm di diametro e 20  $\mu$ m di spessore, su cui può essere inserito un dischetto di misura di materiale diverso.



**Figura 7:** Schema della posizioni dei vani in cui vengono inseriti i fogli metallici. Avendo come riferimento la vista della lamina porta campioni da parte di un osservatore posto di fronte alla sorgente le 9 posizioni sono indicate come UL, UC, UR, ML, MC, MR, DL, DC, DR (Vedi testo).

La Tabella 1 presenta il piano dei calcoli di simulazione con MCNPx. Come riassunto nella tabella, inizialmente si procede alla verifica delle condizioni spettrali HTGR termico ed epitermico nei due

buffer di grafite in assenza delle sezioni di prova stimando il flusso e lo spettro neutronico nelle posizioni delle foglioline mantenute vuote (S1 e S2 di Tabella 1) mediante estimatori di flusso per lunghezza delle tracce (Tally MCNPx tipo F4). Quindi si ripetono le stesse stime inserendo le sezioni di prova di Unat e Ferro (S3 e S4 di Tabella 1). Si passa poi a stimare il tasso di reazione dei 6 tipi di fogli metallici (vedi Tavole11-19) sulla versione HTGR termico eseguendo 6 simulazioni, in ciascuna delle quali, tutte le posizioni del porta-campioni sono occupate dallo stesso tipo di metallo (S5-S11 Set 1 di Tabella 1). La stessa procedura si ripete per il sistema HTGR epitermico (S12-S17 Set 2 di Tabella 1). In tutti i casi i tassi di reazione vengono stimati mediante estimatori di flusso per lunghezza delle tracce e col metodo del moltiplicatore (Tally MCNPx tipo F4 con FM)

**Tabella 1**

**Sommario delle simulazioni MCNPx effettuate sul sistema ridotto di TAPIRO**

Simulazione	Nome Output MCNPx	Note
S1	void2p	Stima di spettro e flusso neutronico sulle 9 posizioni di misura vuote nel buffer per HTGR Termico(120x120x40 cm) in assenza delle sezioni di prova di Unat e Fe. Estimatori di flusso per track length (MCNPx tally F4).
S2	evoid2	Stima di spettro e flusso neutronico sulle 9 posizioni di misura vuote nel buffer per HTGR Epitermico (120x120x12.5) in assenza delle sezioni di prova di Unat e Fe. Estimatori di flusso per track length (MCNPx tally F4).
S3	t0o	Stima di spettro e flusso neutronico sulle 9 posizioni di misura vuote nel buffer per HTGR Termico(120x120x40 cm) in presenza delle sezioni di prova di Unat e Fe. Estimatori di flusso per track length (MCNPx tally F4).
S4	e0o	Stima di spettro e flusso neutronico sulle 9 posizioni di misura vuote nel buffer per HTGR Epitermico (120x120x12.5) in presenza delle sezioni di prova di Unat e Fe. Estimatori di flusso per track length (MCNPx tally F4).
S5-S11 (set 1)	Ago, Auo, Alo, Ino, Nio, Moo.	Stima dei tassi di reazioni di cattura neutronica delle foglioline metalliche alloggiato nelle 9 posizioni di misura. Presenza delle sezioni di prova. Buffer grafite HTGR Termico (120x120x40 cm). Estimatori di flusso per track length con Metodo dei moltiplicatori (MCNPx tally F4).
S12 -S17 (set 2)	eAgo, eAuo, eAlo, eIno, eNio, eMoo.	Stima dei tassi di reazioni di cattura neutronica delle foglioline metalliche alloggiato nelle 9 posizioni di misura. Presenza delle sezioni di prova. Buffer grafite HTGR Termico (120x120x40 cm). Estimatori di flusso per track length con Metodo dei moltiplicatori (MCNPx tally F4).

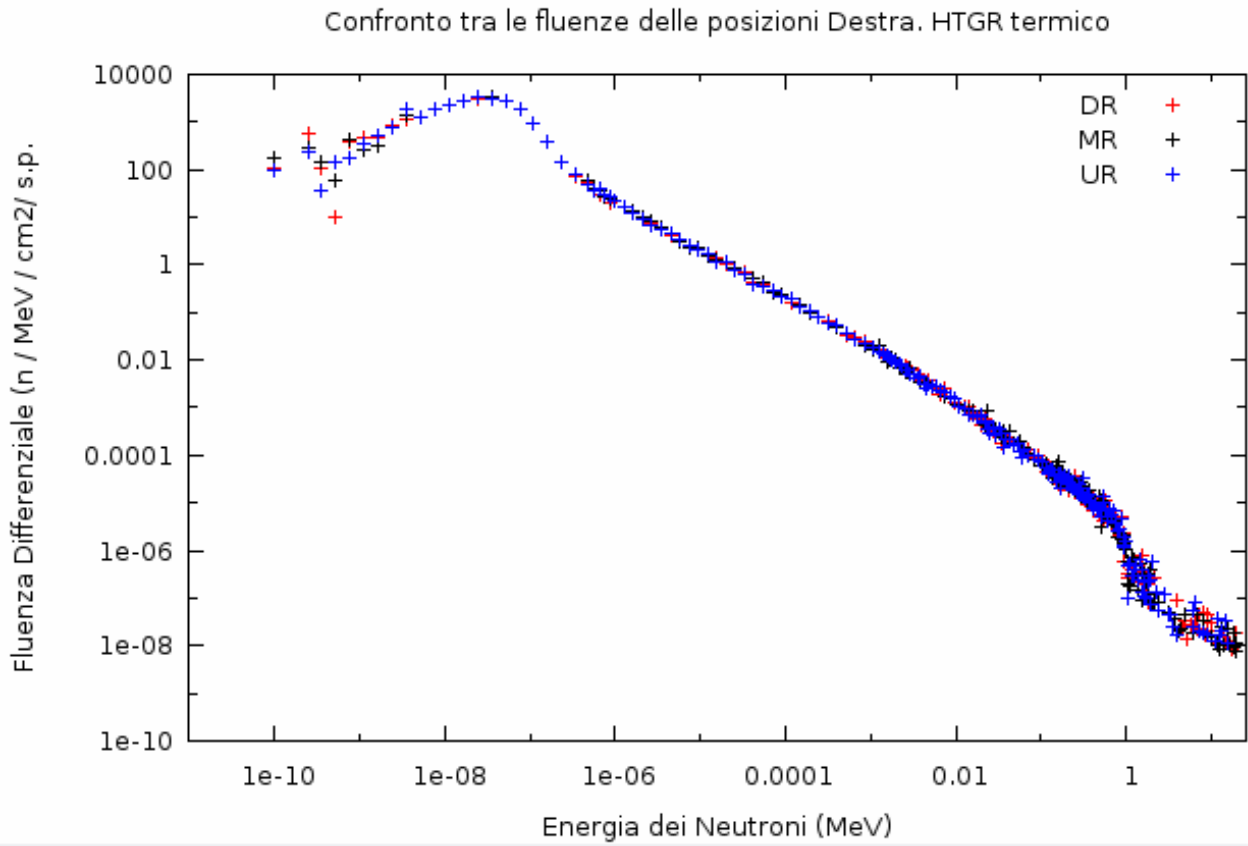
### 3. Stima dello spettro neutronico nel buffer di grafite in assenza delle sezioni di prova (HTGR termico): simulazione S1.

In questa simulazione viene verificata l'efficacia del dimensionamento del buffer di grafite. A tal fine viene stimato lo spettro e il flusso neutronico nelle nove posizioni di irraggiamento in assenza delle sezioni di prova di Unat e Ferro. La Tabella 2 riporta la rappresentazione a 3 gruppi energetici sulle varie posizioni di misura. E' evidente la prevalenza del gruppo di neutroni termici che rappresenta il 57%-58% del flusso totale, confermando l'efficacia del buffer di grafite 120x120x40 nel produrre uno spettro termico. Si nota inoltre una buona omogeneità del flusso fra tutte le posizioni di misura (vedi anche le Figure 8-10).

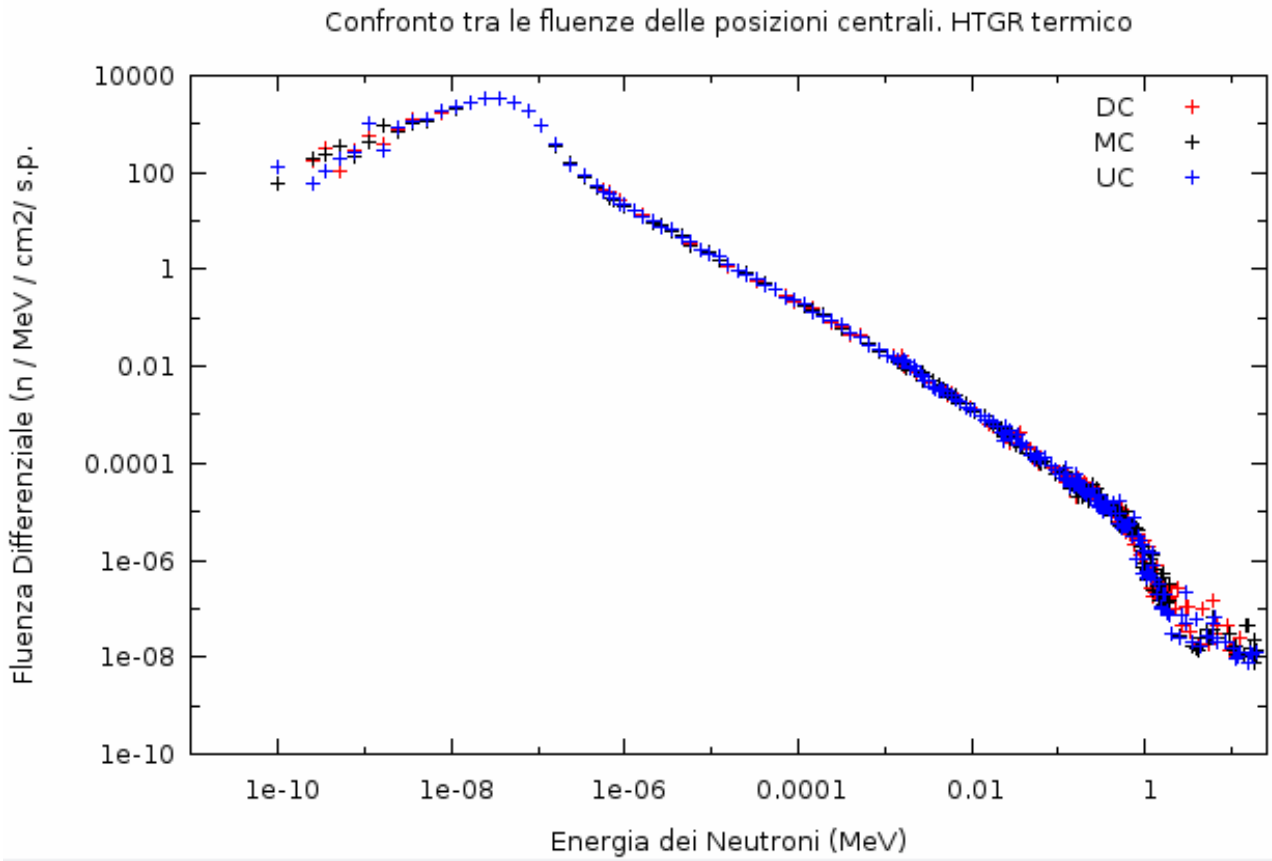
**Tabella 2**

**Rappresentazione a 3 gruppi energetici del flusso in assenza di sezioni di prova nei volumi del porta-campioni vuoto.**

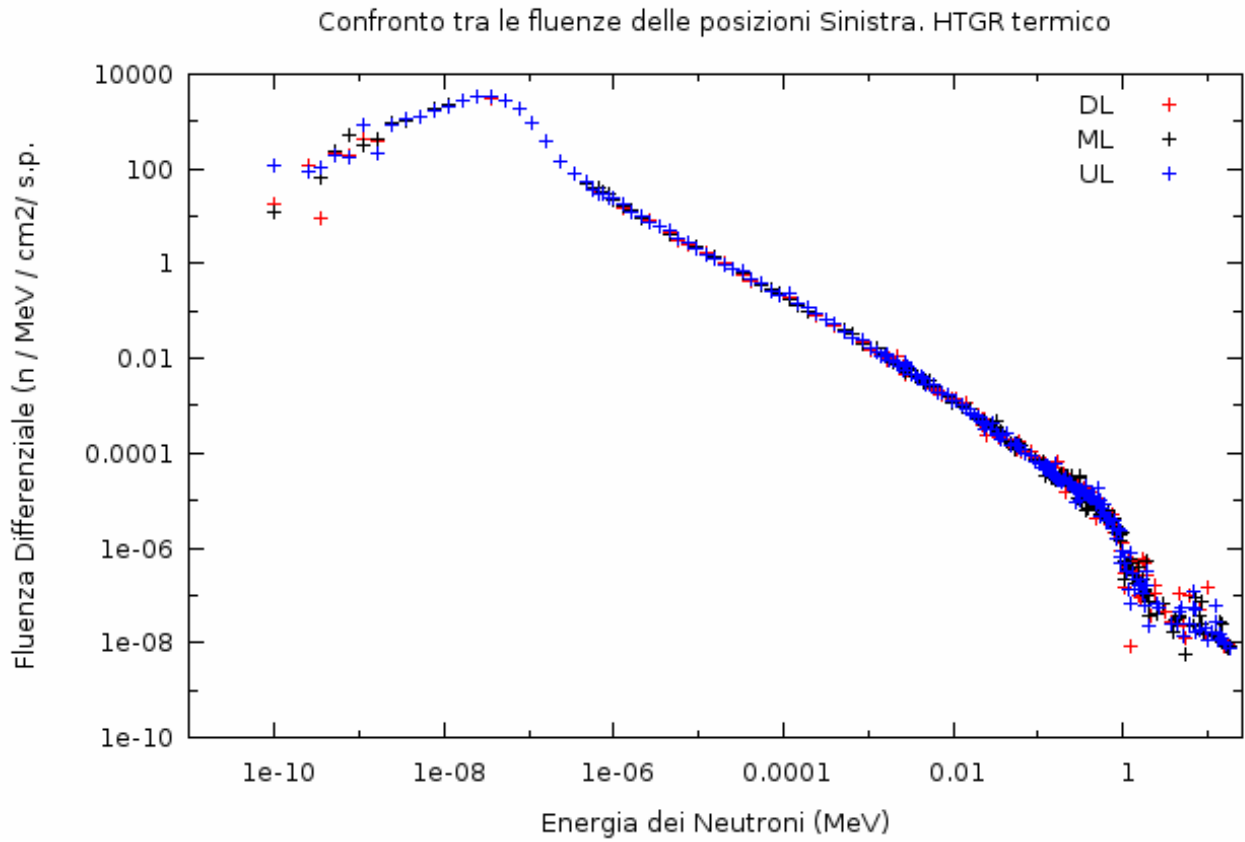
Posizione di misura (Vedi Figura 6)	Frazioni percentuali delle popolazione neutronica nei gruppi di energia			Flusso Neutronico Totale  [n /cm <sup>2</sup> /s.p.]
	Gruppo Neutroni Termici [0. - 0.5 eV]	Gruppo Neutroni Epitermici [0.5 eV- 10 KeV]	Gruppo Neutroni Veloci [10 KeV- 10 MeV]	
UR	58.19%	35.57%	6.24%	5.32E-04
UC	57.59%	36.00%	6.40%	5.35E-04
UL	57.23%	36.43%	6.34%	5.34E-04
MR	57.82%	35.56%	6.63%	5.37E-04
MC	57.98%	35.59%	6.43%	5.33E-04
ML	57.61%	36.00%	6.39%	5.35E-04
DL	57.84%	35.84%	6.32%	5.33E-04
DC	57.37%	36.31%	6.32%	5.30E-04
DR	57.49%	36.02%	6.49%	5.30E-04



**Figura 8:** Distribuzione energetica dei neutroni nei volumi vuoti del porta-campioni di Destra (DR, MR e UR) in assenza delle sezioni di prova U-Fe (HTGR termico).



**Figura 9:** Distribuzione energetica dei neutroni nei volumi vuoti del porta-campioni di Centro (DC, MC e UC) in assenza delle sezioni di prova U-Fe (HTGR termico).



**Figura 10:** Distribuzione energetica dei neutroni nei volumi vuoti del porta-campioni di Sinistra (DL, ML e UL) in assenza delle sezioni di prova U-Fe (HTGR termico).



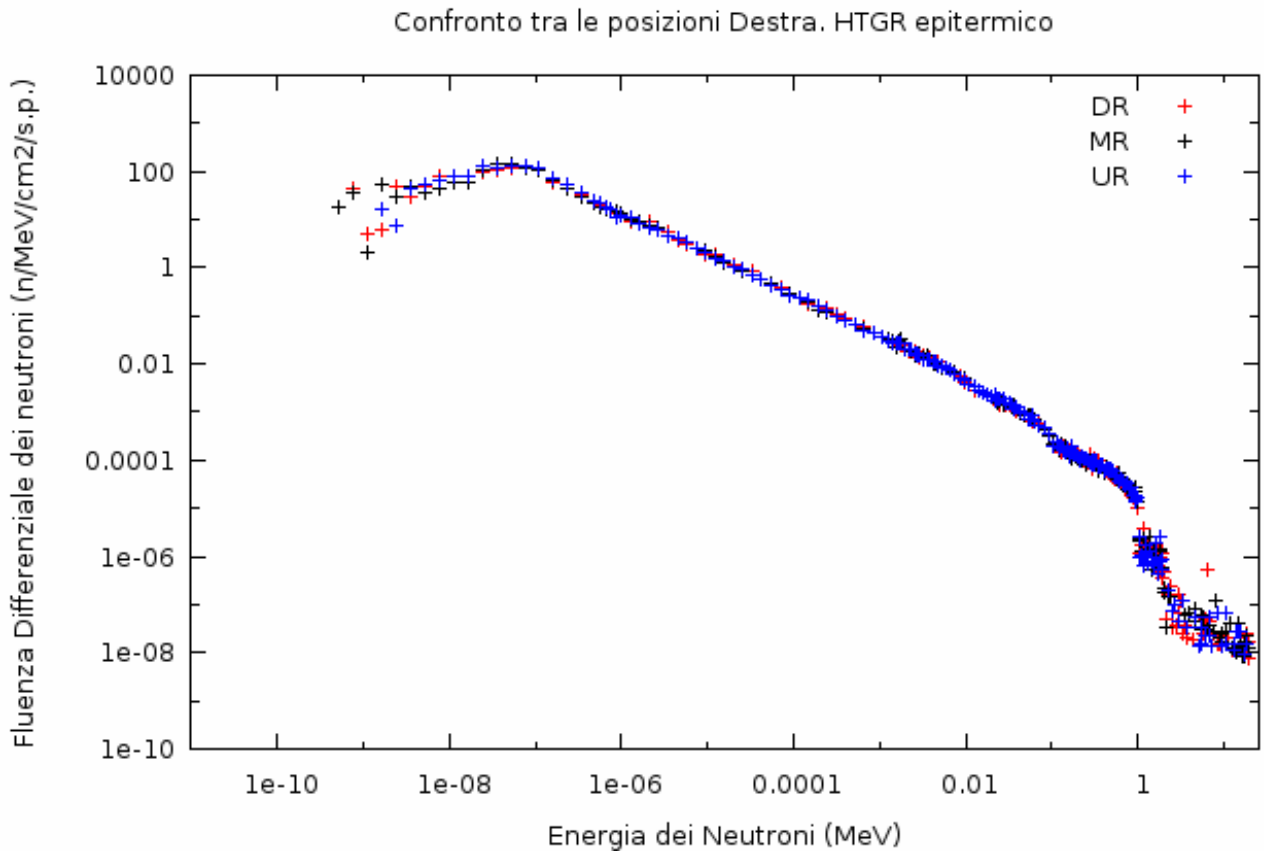
#### 4. Stima dello spettro neutronico nel buffer di grafite in assenza delle sezioni di prova (HTGR epitermico): simulazione S2.

La stessa verifica descritta nel paragrafo precedente è stata effettuata con buffer di grafite di spessore ridotto (120x120x12.5) . La Tabella 3 riporta la rappresentazione a 3 gruppi del flusso neutronico nelle 9 posizioni di misura. La stima è stata effettuata in assenza delle sezioni di prova di Unat e Ferro. In questo caso il minor spessore di grafite realizza una moderazione contenuta che limita la popolazione neutronica del gruppo termico al 16% mentre quella epitermica sale al 59-60%. Le Figure da 11 a 13, che riportano gli spettri energetici nelle varie posizioni di misura, evidenziano un buon grado di omogeneità del flusso. Infine, la Figura 14 riporta un confronto tra lo spettro epitermico e quello termico realizzati nei due buffer.

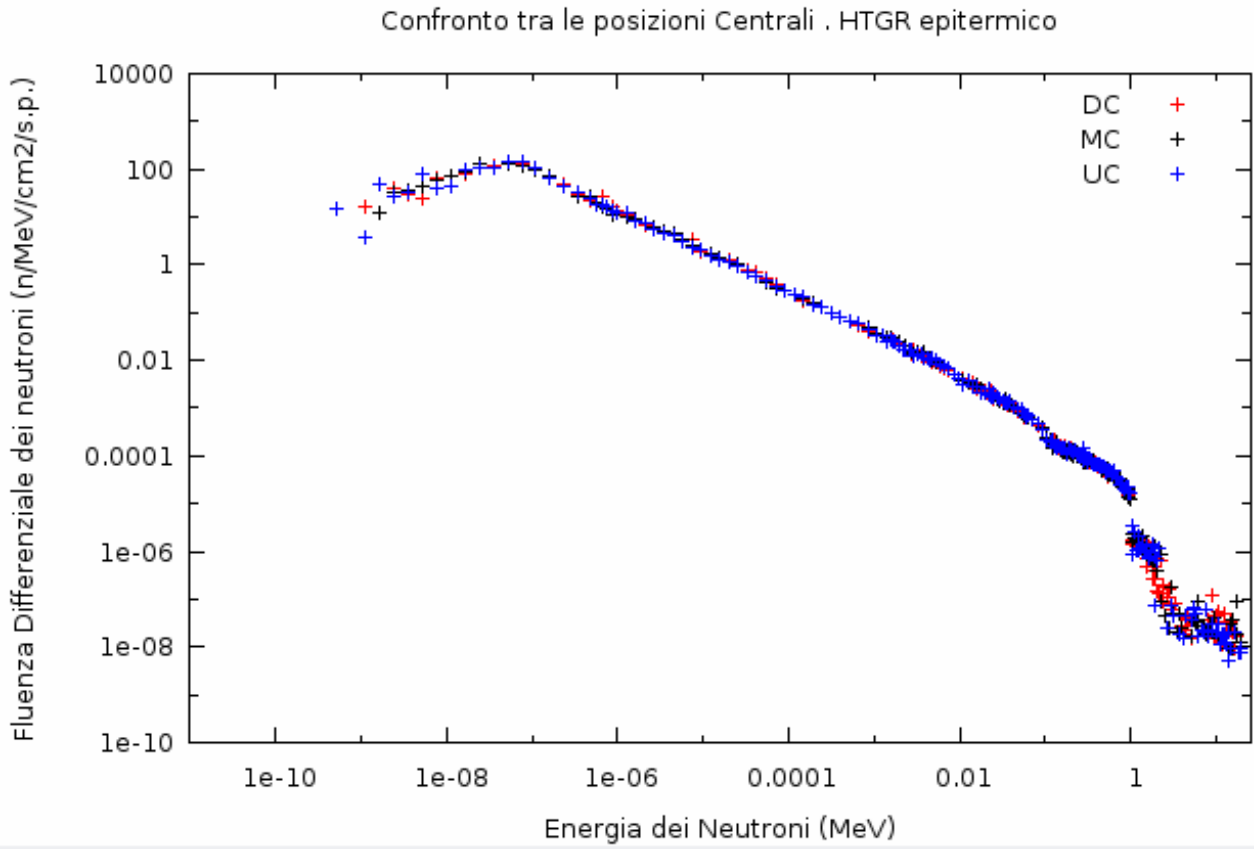
**Tabella 3**

**Rappresentazione a 3 gruppi energetici del flusso in assenza di sezioni di prova nei volumi del porta-campioni vuoto.**

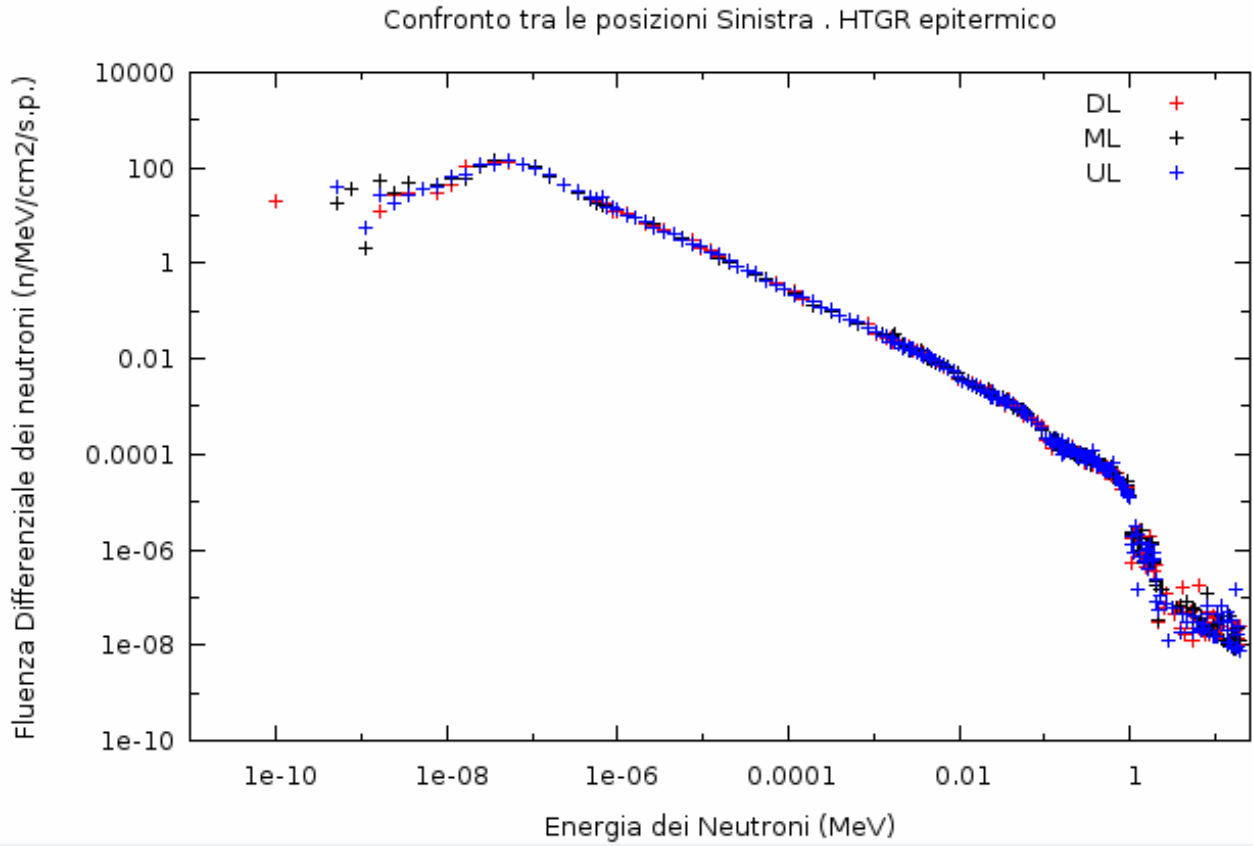
Posizione di misura (Vedi Figura 6)	Frazioni percentuali delle popolazione neutronica nei gruppi di energia			Flusso Neutronico Totale [n /cm <sup>2</sup> /s.p.]
	Gruppo Neutroni Termici [0. - 0.5 eV]	Gruppo Neutroni Epitermici [0.5 eV- 10 KeV]	Gruppo Neutroni Veloci [10 KeV- 10 MeV]	
UR	6.90%	59.53%	33.57%	4.63E-04
UC	6.40%	59.49%	34.11%	4.61E-04
UL	6.25%	60.15%	33.60%	4.63E-04
MR	6.21%	60.22%	33.57%	4.59E-04
MC	6.24%	60.52%	33.23%	4.61E-04
ML	6.24%	60.25%	33.51%	4.60E-04
DL	6.36%	60.90%	32.74%	4.61E-04
DC	6.16%	60.16%	33.68%	4.62E-04
DR	6.07%	60.42%	33.51%	4.61E-04



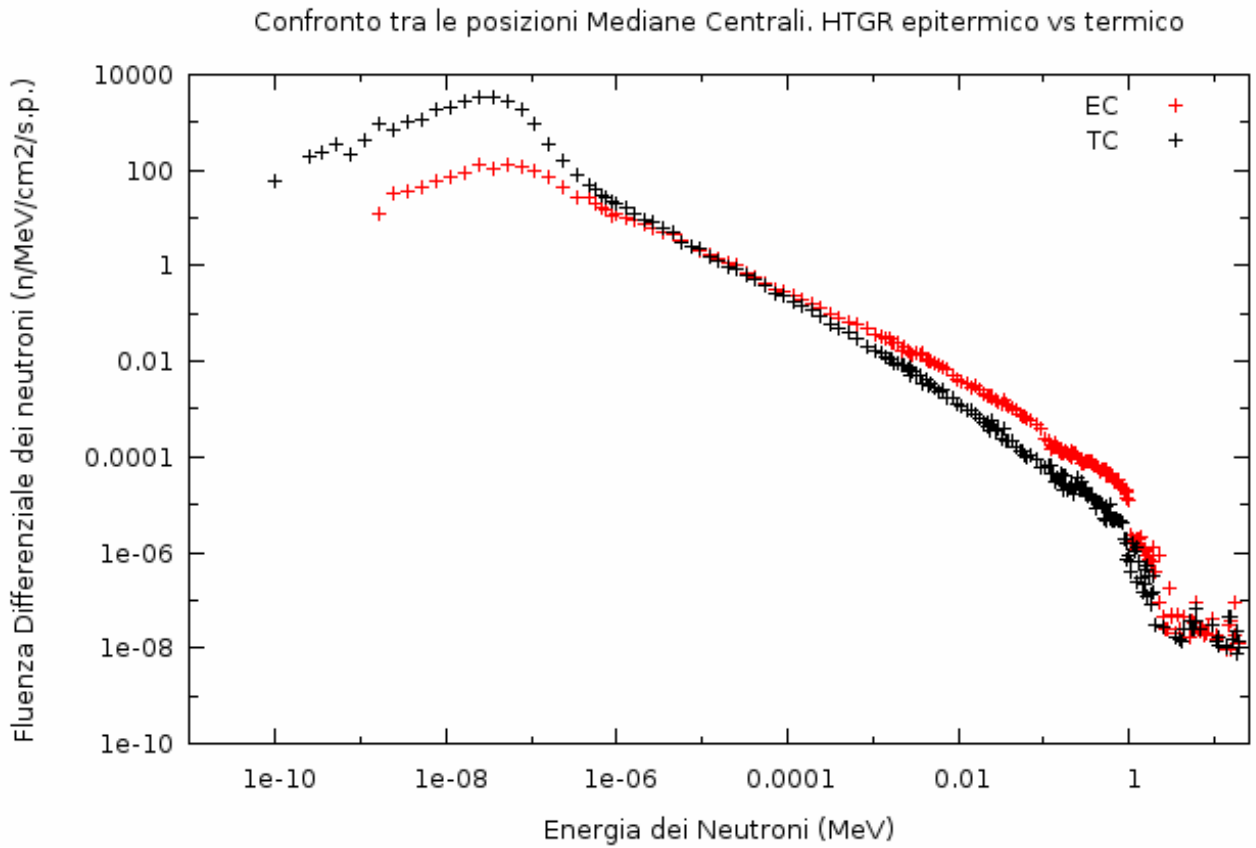
**Figura 11:** Distribuzione energetica dei neutroni nei volumi vuoti del porta-campioni di Destra (DR, MR e UR) in assenza delle sezioni di prova U-Fe (HTGR epitermico).



**Figura 12:** Distribuzione energetica dei neutroni nei volumi vuoti del porta-campioni di Centrali (DC, MC e UC) in assenza delle sezioni di prova U-Fe (HTGR epitermico).



**Figura 13:** Distribuzione energetica dei neutroni nei volumi vuoti del porta-campioni di Sinistra (DL, ML e UL) in assenza delle sezioni di prova U-Fe (HTGR epitermico).



**Figura 14:** Confronto tra le Distribuzioni energetiche dei neutroni nei volumi vuoti del porta-campioni Centrali ( in assenza delle sezioni di prova U-Fe ) tra HTGR epitermico e termico.

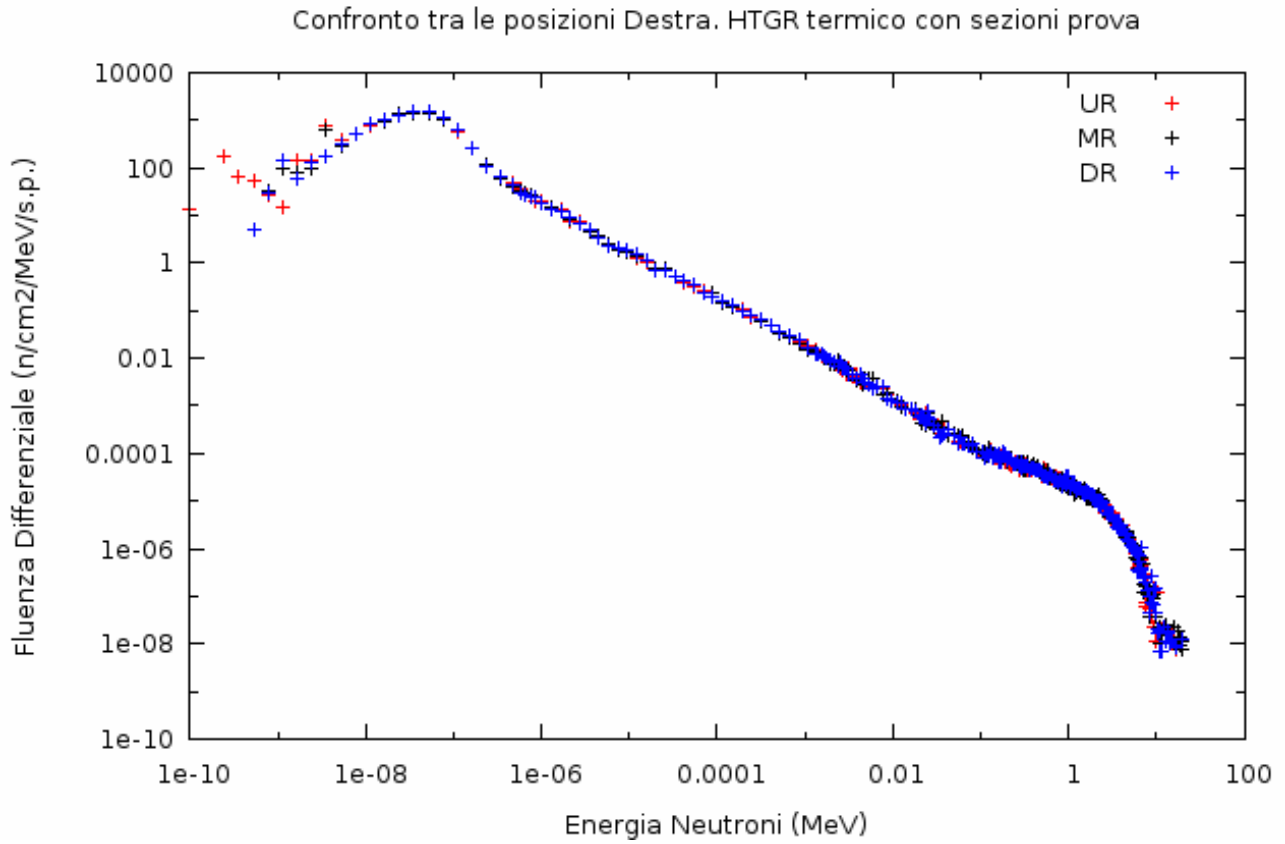
## 5. Stima dello spettro neutronico nel buffer di grafite in presenza delle sezioni di prova (HTGR termico): simulazione S3.

In questa terza simulazione la stima degli spettri viene effettuata nelle medesime posizioni in presenza delle sezioni di prova di Unat e Fe. Come evidenziato nella Tabella 4 (vedi anche figure 15-17) la frazione di neutroni termici diminuisce al 36-38% a seconda delle posizioni considerate rispetto ai valori ottenuti nella simulazione S1 (vedi Tabella 2). Si assiste anche alla crescita delle frazioni di neutroni epitermici e veloci (vedi figura 18). Tale effetto è attribuibile essenzialmente al contributo delle fissioni nella sezione di Unat e alle reazioni (n,xn) nella sezione di Fe. L'inserimento di neutroni di fissione e (n,xn) rende spazialmente meno omogeneo il flusso. Questo effetto rende meno omogenei intensità di flusso e spettro neutronico nelle varie posizioni di misura.

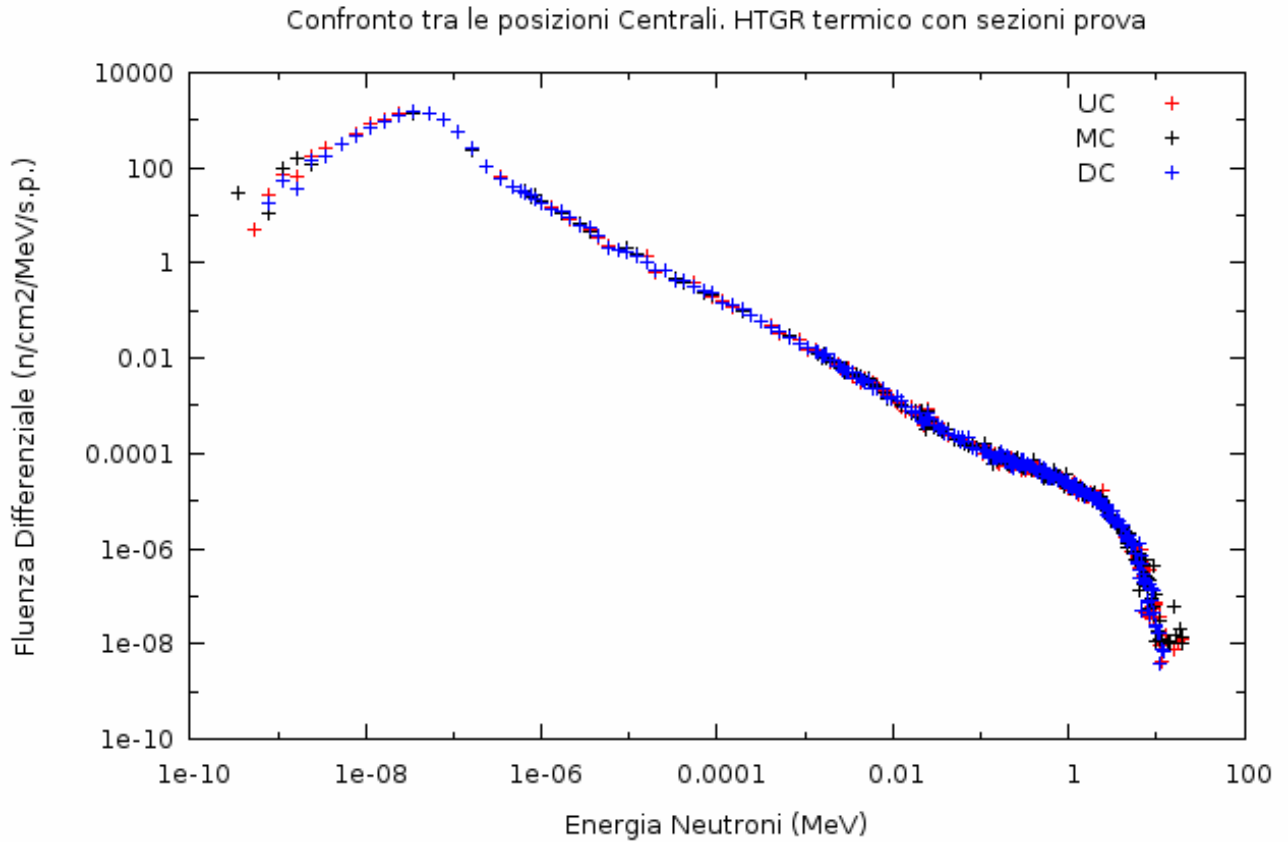
**Tabella 4**

**Rappresentazione a 3 gruppi energetici del flusso in presenza di sezioni di prova nei volumi del porta-campioni vuoto.**

Posizione di misura (Vedi Figura 6)	Frazioni percentuali delle popolazione neutronica nei gruppi di energia			Flusso Neutronico Totale [n /cm <sup>2</sup> /s.p.]
	Gruppo Neutroni Termici [0. - 0.5 eV]	Gruppo Neutroni Epitermici [0.5 eV- 10 KeV]	Gruppo Neutroni Veloci [10 KeV- 10 MeV]	
UR	38.14%	39.42%	22.45%	4.41E-04
UC	37.01%	39.91%	23.08%	4.35E-04
UL	38.08%	39.41%	22.51%	4.39E-04
MR	37.27%	39.81%	22.93%	4.37E-04
MC	36.87%	39.82%	23.30%	4.30E-04
ML	37.33%	39.45%	23.23%	4.28E-04
DL	38.18%	39.36%	22.46%	4.41E-04
DC	37.03%	39.21%	23.76%	4.30E-04
DR	37.75%	39.52%	22.73%	4.36E-04

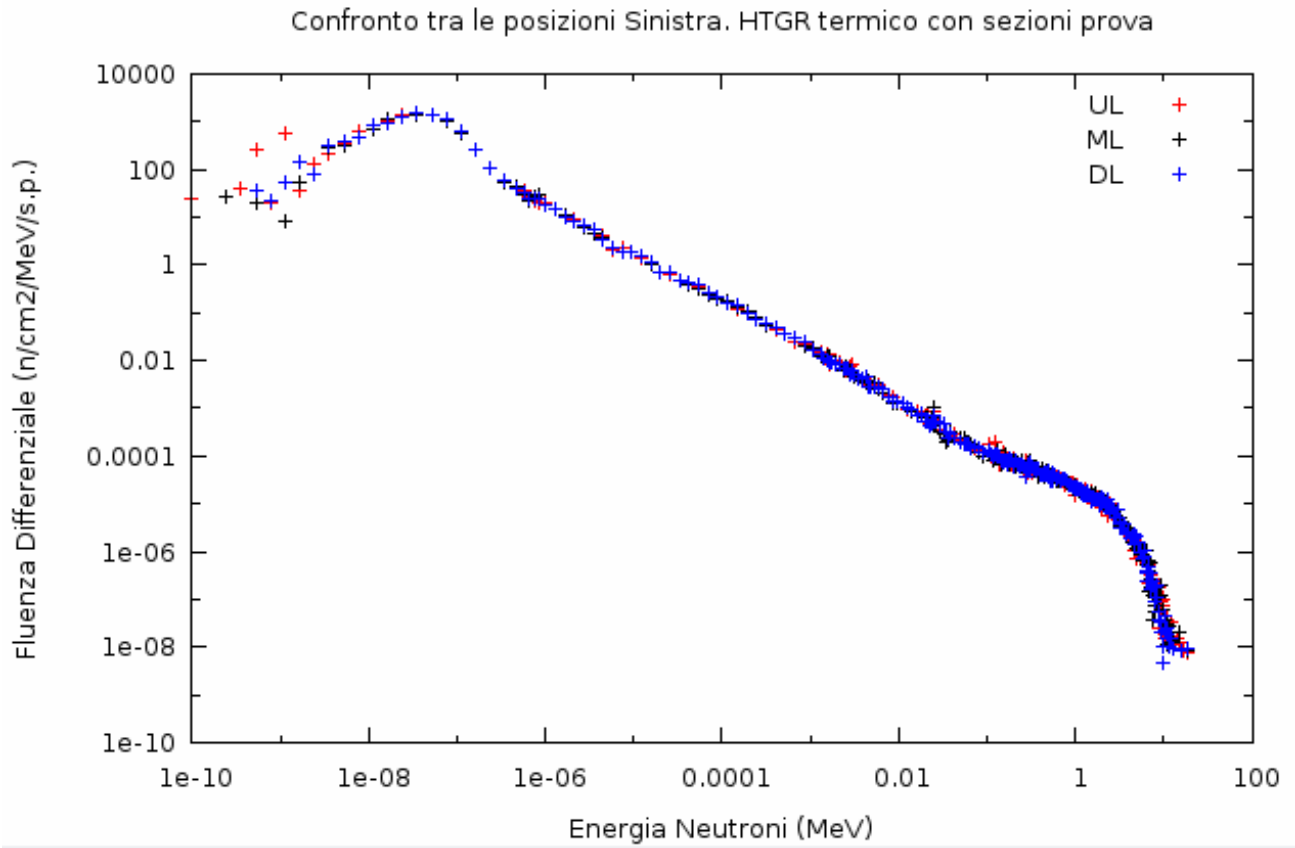


**Figura 15:** Distribuzione energetica dei neutroni nei volumi vuoti del porta-campioni di Destra (DR, MR e UR) in presenza delle sezioni di prova U-Fe (HTGR termico).



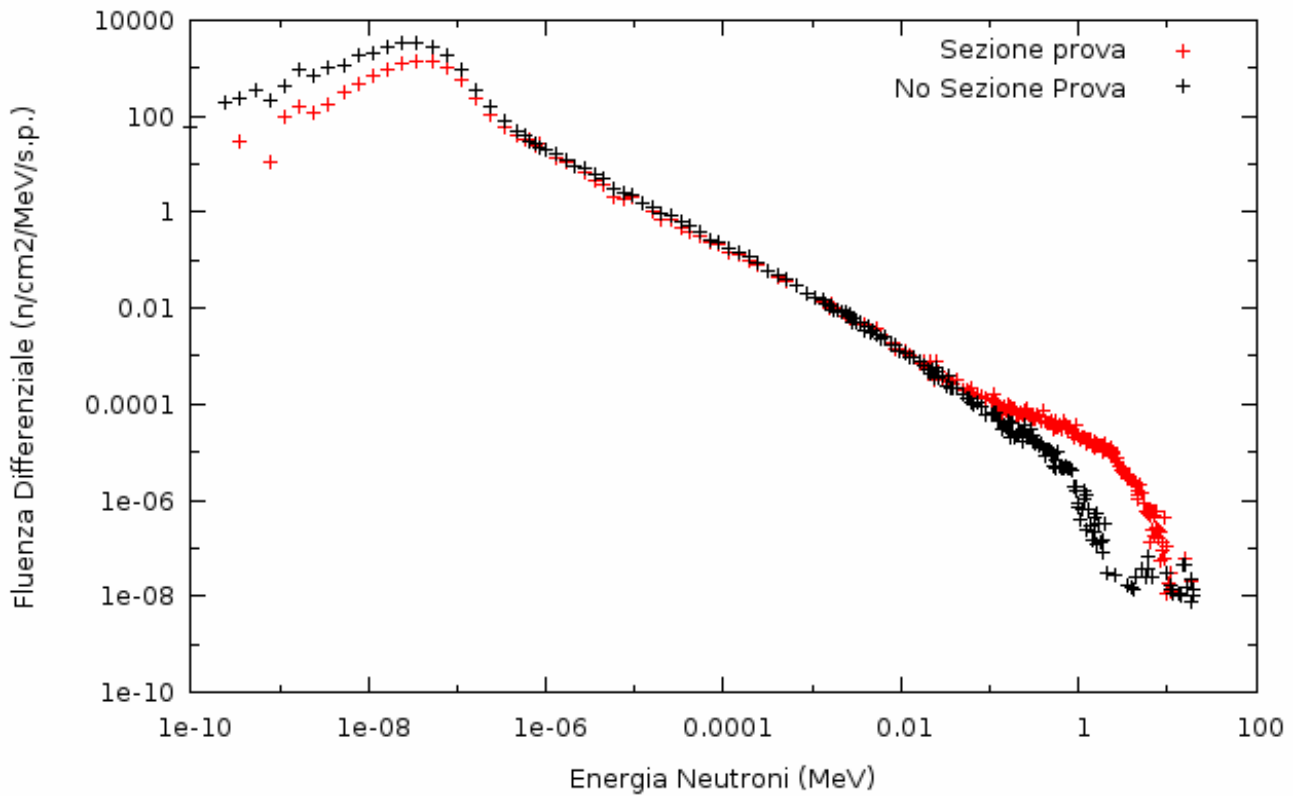
**Figura 16:** Distribuzione energetica dei neutroni nei volumi vuoti del porta-campioni di Centro (DC, MC e UC) in presenza delle sezioni di prova U-Fe (HTGR termico).





**Figura 17:** Distribuzione energetica dei neutroni nei volumi vuoti del porta-campioni di Sinistra (DL, ML e UL) in presenza delle sezioni di prova U-Fe (HTGR termico).

Confronto tra le posizioni Centrali mediane. HTGR termico con e senza sezioni prova



**Figura 18:** Confronto tra le Distribuzioni energetiche dei neutroni (nei volumi vuoti del porta-campioni Centrale) in assenza e in presenza delle sezioni di prova U-Fe (HTGR termico).

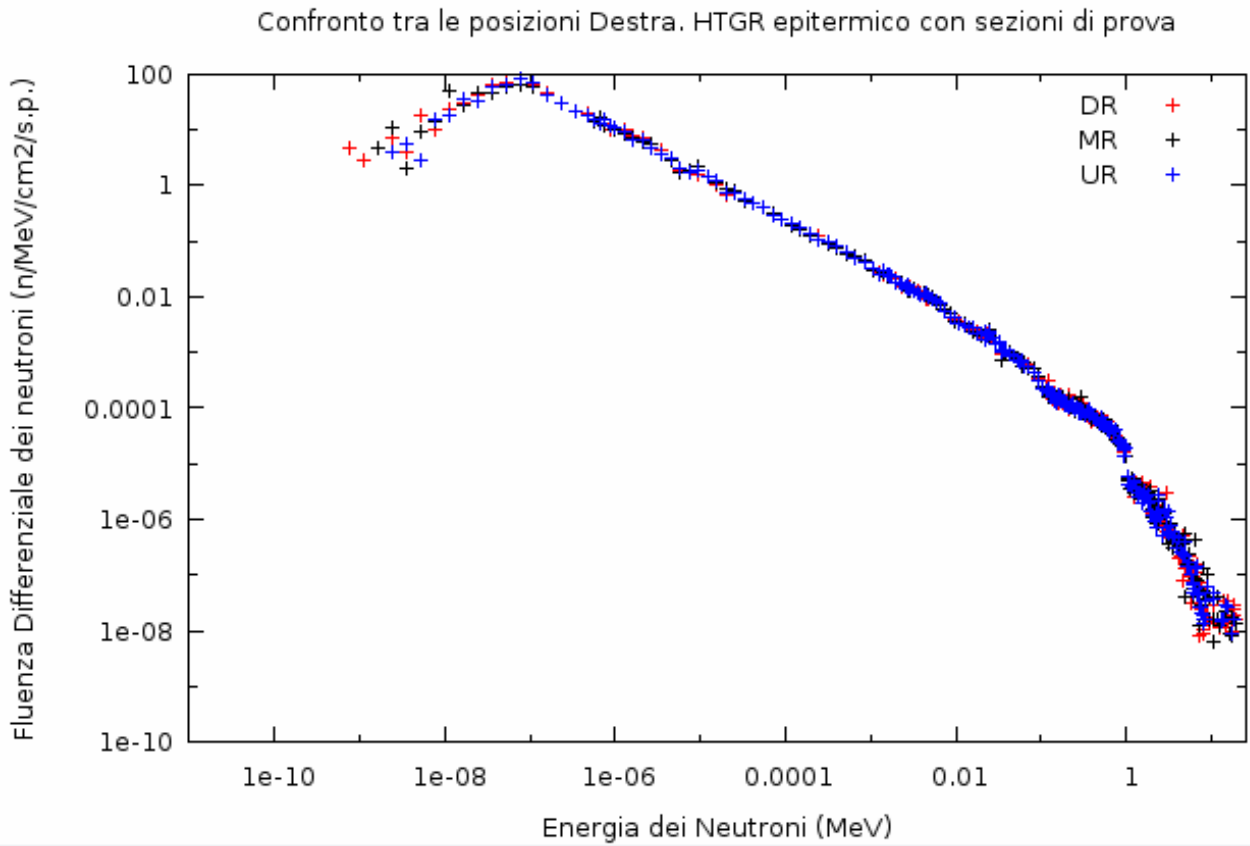
## 6. Stima dello spettro neutronico nel buffer di grafite in presenza delle sezioni di prova (HTGR epitermico): simulazione S4.

Anche nel caso del buffer di grafite (135 x 135 x 12.5 cm) impiegato per realizzare lo spettro HTGR epitermico, l'inserimento delle sezioni di prova di Fe e Unat portano ad un indurimento dello spettro in tutte le posizioni di misura (Confrontare Tabella 5 con Tabella 3). Sostanzialmente diminuiscono di qualche percento i gruppi energetici dei neutroni termici ed epitermici (Figura 22).

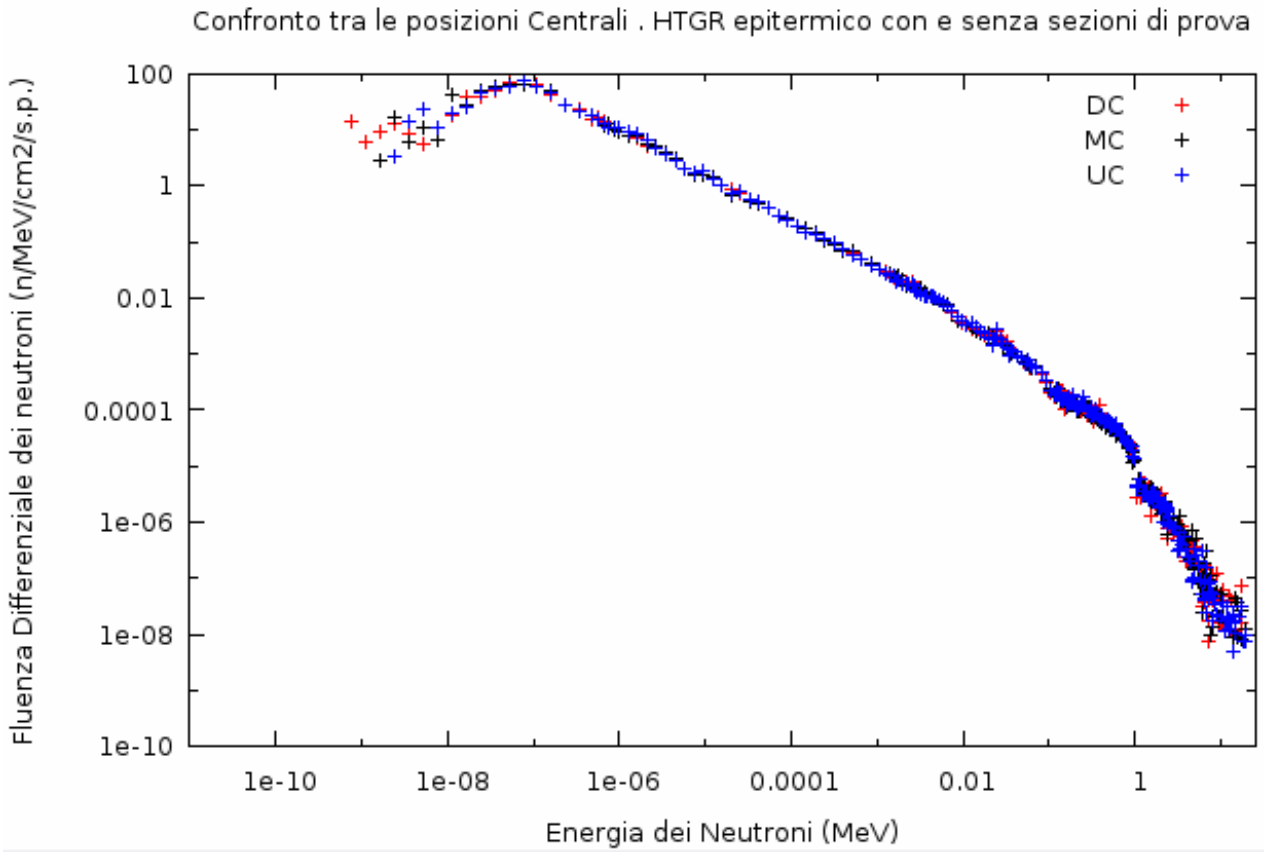
**Tabella 5**

**Rappresentazione a 3 gruppi energetici del flusso in presenza di sezioni di prova nei volumi del porta-campioni vuoto.**

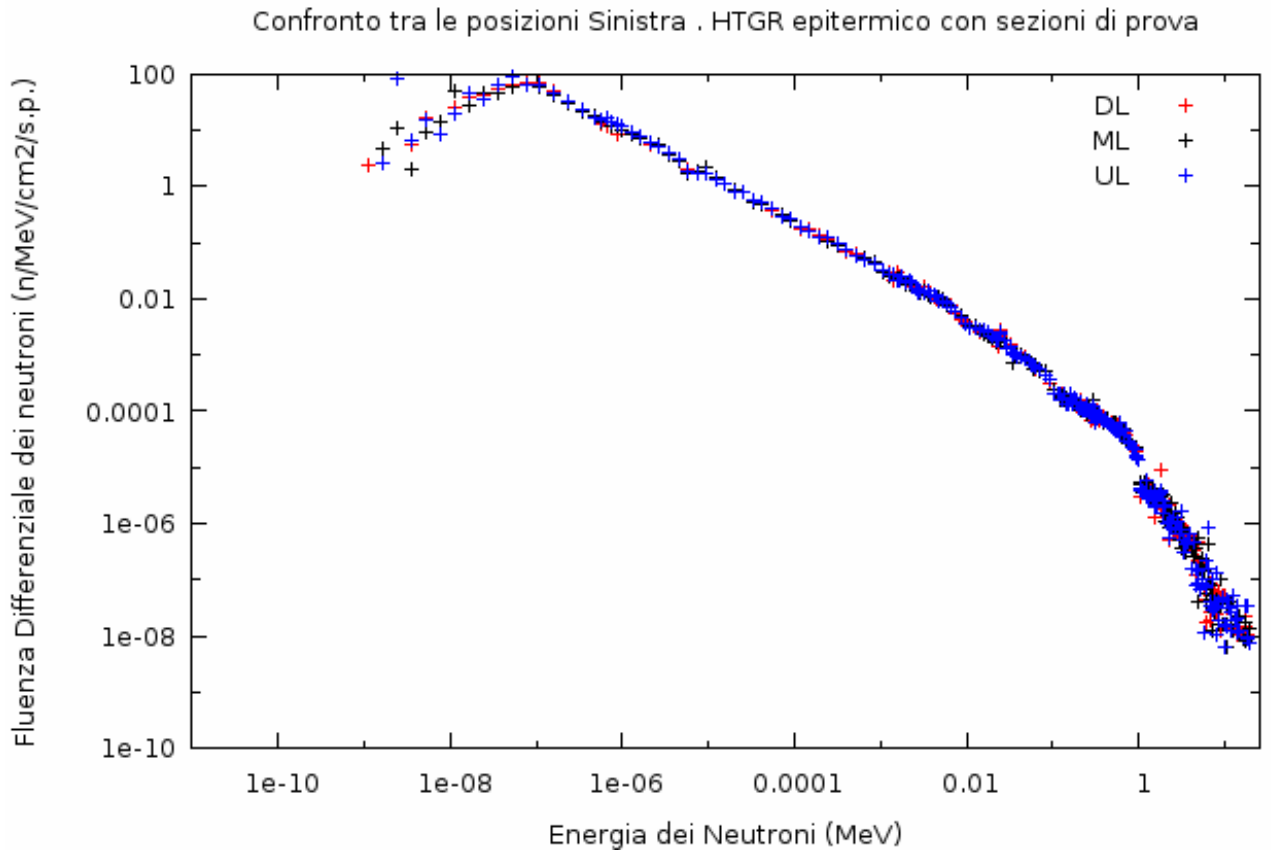
Posizione di misura (Vedi Figura 6)	Frazioni percentuali delle popolazione neutronica nei gruppi di energia			Flusso Neutronico Totale [n /cm <sup>2</sup> /s.p.]
	Gruppo Neutroni Termici [0. - 0.5 eV]	Gruppo Neutroni Epitermici [0.5 eV- 10 KeV]	Gruppo Neutroni Veloci [10 KeV- 10 MeV]	
UR	4.30%	58.31%	37.39%	4.21E-04
UC	4.17%	57.17%	38.67%	4.21E-04
UL	4.49%	58.18%	37.33%	4.23E-04
MR	4.22%	57.81%	37.96%	4.22E-04
MC	4.15%	58.26%	37.59%	4.19E-04
ML	4.13%	58.15%	37.72%	4.20E-04
DL	4.34%	57.48%	38.18%	4.27E-04
DC	4.08%	57.85%	38.08%	4.21E-04
DR	4.38%	57.81%	37.81%	4.23E-04



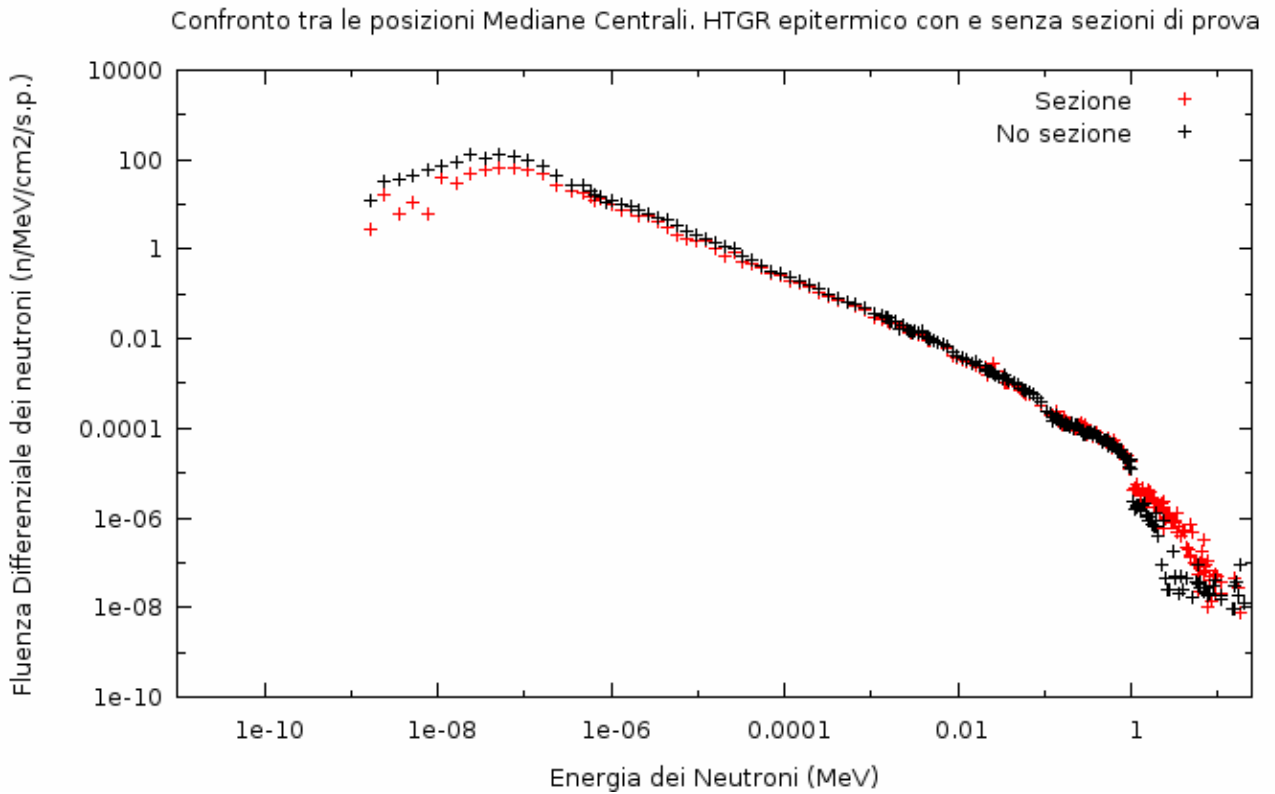
**Figura 19:** Distribuzione energetica dei neutroni nei volumi vuoti del porta-campioni di Destra (DR, MR e UR) in presenza delle sezioni di prova U-Fe (HTGR epitermico).



**Figura 20:** Distribuzione energetica dei neutroni nei volumi vuoti del porta-campioni di Centro (DC, MC e UC) in presenza delle sezioni di prova U-Fe (HTGR epitermico).



**Figura 21:** Distribuzione energetica dei neutroni nei volumi vuoti del porta-campioni di Sinistra (DL, ML e UL) in presenza delle sezioni di prova U-Fe (HTGR epitermico).



**Figura 22:** Confronto tra le Distribuzioni energetiche dei neutroni (nei volumi vuoti del porta-campioni Centrale) in assenza e in presenza delle sezioni di prova U-Fe (HTGR epitermico).

## 7. Stima dei tassi di reazioni di cattura neutronica delle foglioline metalliche alloggiato nelle 9 posizioni di misura HTGR termico. Simulazione Set 1 (S5-S11)

Le tabelle 6 – 13 riportano le attività stimate dei dischi di Ag, Al, Au, Mo e Ni nelle varie posizioni del porta campione. La forma è quella di attività a saturazione per cm<sup>3</sup> di campione normalizzata, come d'uso nei codici Monte Carlo, per particella alla sorgente. L'incertezza è riportato come errore percentuale (rapporto tra la deviazione standard e la media di ciascuna stima). Lo spettro di irraggiamento è quello corrispondente all'HTGR termico.

**Tabella 6** <sup>109</sup>Ag (n,g)<sup>110</sup>Ag, Soglia energetica 4 eV, d=10.5 g/cm<sup>3</sup>

Posizioni	Sinistra		Centro		Destra	
	Attività di Saturazione [Atom/cm <sup>3</sup> /s.p.]	E%	Attività di Saturazione [Atom/cm <sup>3</sup> /s.p.]	E%	Attività di Saturazione [Atom/cm <sup>3</sup> /s.p.]	E%
Upper	6.42E-04	2.93%	6.35E-04	2.97%	6.23E-04	2.64%
Middle	6.54E-04	2.90%	5.81E-04	2.72%	6.40E-04	3.12%
Down	6.54E-04	2.87%	6.17E-04	3.03%	6.31E-04	2.86%

Valore medio Attività di Saturazione Specifica =6.0131e-05 [Bq/g/s.p.], E%= 3.56%.

**Tabella 7** <sup>27</sup>Al(n,a)<sup>24</sup>Na, soglia energetica 7.2 MeV, d= 2.708 g/cm<sup>3</sup>

Posizioni	Sinistra		Centro		Destra	
	Attività di Saturazione [Atom/cm <sup>3</sup> /s.p.]	E%	Attività di Saturazione [Atom/cm <sup>3</sup> /s.p.]	E%	Attività di Saturazione [Atom/cm <sup>3</sup> /s.p.]	E%
Upper	1.79E-09	10.56%	1.78E-09	11.78%	1.72E-09	12.12%
Middle	1.63E-09	11.81%	1.43E-09	12.84%	1.77E-09	15.39%
Down	2.36E-09	17.12%	1.55E-09	11.52%	1.52E-09	11.82%



**Valore medio Attività di Saturazione Specifica =6.3803e-10 [Bq/g/s.p.], E%= 15.6%.**

**Tabella 8**

**$^{197}\text{Au}(n,g)^{198}\text{Au}$ , monitor integrale,  $d=19.3 \text{ g/cm}^3$**

Posizioni	Sinistra		Centro		Destra	
	Attività di Saturazione [Atom/cm <sup>3</sup> /s.p.]	E%	Attività di Saturazione [Atom/cm <sup>3</sup> /s.p.]	E%	Attività di Saturazione [Atom/cm <sup>3</sup> /s.p.]	E%
Upper	1.19E-03	2.01%	1.19E-03	2.11%	1.25E-03	2.14%
Middle	1.17E-03	1.98%	1.14E-03	2.13%	1.20E-03	2.17%
Down	1.25E-03	2.20%	1.17E-03	2.1%	1.18E-03	2.07%

**Valore medio Attività di Saturazione Specifica =6.1831e-05 [Bq/g/s.p.], E%= 3.05%.**

**Tabella 9**

**$^{197}\text{Au}(n,2n)^{196}\text{Au}$ , soglia energetica 8.6 MeV,  $d=19.3 \text{ g/cm}^3$**

Posizioni	Sinistra		Centro		Destra	
	Attività di Saturazione [Atom/cm <sup>3</sup> /s.p.]	E%	Attività di Saturazione [Atom/cm <sup>3</sup> /s.p.]	E%	Attività di Saturazione [Atom/cm <sup>3</sup> /s.p.]	E%
Upper	8.72E-09	21.00%	8.22E-09	21.02%	1.03E-08	20.39%
Middle	1.07E-08	21.55%	9.66E-09	30.97%	1.08E-08	30.65%
Down	1.66E-08	26.94%	6.33E-09	22.61%	6.43E-09	24.56%

**Valore medio Attività di Saturazione Specifica =5.0524e-10 [Bq/g/s.p.], E%= 31.47%.**

**Tabella 10**

**$^{115}\text{In}(n,g)^{116}\text{In}$ , monitor integrale,  $d=7.31 \text{ g/cm}^3$**

Posizioni	Sinistra		Centro		Destra	
	Attività di Saturazione [Atom/cm <sup>3</sup> /s.p.]	E%	Attività di Saturazione [Atom/cm <sup>3</sup> /s.p.]	E%	Attività di Saturazione [Atom/cm <sup>3</sup> /s.p.]	E%
Upper	1.84E-03	1.89%	1.78E-03	1.89%	1.87E-03	2.05%
Middle	1.83E-03	1.99%	1.75E-03	1.93%	1.79E-03	2.00%
Down	1.87E-03	1.93%	1.78E-03	1.92%	1.84E-03	1.98%

**Valore medio Attività di Saturazione Specifica =2.4852e-04 [Bq/g/s.p.], E%= 2.36%.**

**Tabella 11**

**$^{98}\text{Mo}(n,g)^{99}\text{Mo}$ , soglia energetica 10 eV,  $d=10.22 \text{ g/cm}^3$**

Posizioni	Sinistra		Centro		Destra	
	Attività di Saturazione [Atom/cm <sup>3</sup> /s.p.]	E%	Attività di Saturazione [Atom/cm <sup>3</sup> /s.p.]	E%	Attività di Saturazione [Atom/cm <sup>3</sup> /s.p.]	E%
Upper	1.76E-06	7.36%	2.29E-06	9.81%	2.05E-06	7.63%
Middle	2.02E-06	7.65%	2.03E-06	7.63%	2.28E-06	11.14%
Down	2.66E-06	18.92%	1.84E-06	8.19%	1.93E-06	9.86%

**Valore medio Attività di Saturazione Specifica =2.0504e-07 [Bq/g/s.p.], E%= 13.15%.**

**Tabella 12**

**$^{58}\text{Ni}(n,p)^{58}\text{Co}$ , soglia energetica 2 MeV,  $d=8.908 \text{ g/cm}^3$**

Posizioni	Sinistra		Centro		Destra	
	Attività di Saturazione [Atom/cm <sup>3</sup> /s .p.]	E%	Attività di Saturazione [Atom/cm <sup>3</sup> /s .p.]	E%	Attività di Saturazione [Atom/cm <sup>3</sup> /s .p.]	E%
Upper	2.61E-07	2.50%	2.41E-07	2.64%	2.38E-07	2.47%
Middle	2.37E-07	2.48%	2.51E-07	2.60%	2.65E-07	3.19%
Down	2.51E-07	2.71%	2.48E-07	3.02%	2.36E-07	2.52%

**Valore medio Attività di Saturazione Specifica =2.7790e-08 [Bq/g/s.p.], E%= 4.26%.**

**Tabella 13**

**$^{58}\text{Ni}(n,2n)^{57}\text{Ni}$ , soglia energetica 13.5 MeV,  $d=8.908 \text{ g/cm}^3$**

Posizioni	Sinistra		Centro		Destra	
	Attività di Saturazione [Atom/cm <sup>3</sup> /s .p.]	E%	Attività di Saturazione [Atom/cm <sup>3</sup> /s .p.]	E%	Attività di Saturazione [Atom/cm <sup>3</sup> /s .p.]	E%
Upper	3.38E-11	62.67%	7.14E-11	50.97%	6.04E-11	49.59%
Middle	1.85E-10	35.55%	2.06E-10	39.09%	6.07E-11	51.46%
Down	1.04E-10	40.34%	0.00E+00	0.00%	4.58E-11	56.40%

**Valore medio Attività di Saturazione Specifica =9.5682e-12 [Bq/g/s.p.], E%= 80.61%.**

### 8. Stima dei tassi di reazioni di cattura neutronica delle foglioline metalliche alloggiare nelle 9 posizioni di misura HTGR epitermico. Simulazione Set 2 (S12-S17)

Le tabelle 14 – 21 riportano le attività stimate dei dischi di Ag, Al, Au, Mo e Ni nelle varie posizioni del porta campione. La forma è quella di attività a saturazione per cm<sup>3</sup> di campione normalizzata, come d'uso nei codici Monte Carlo, per particella alla sorgente. L'incertezza è riportato come errore percentuale (rapporto tra la deviazione standard e la media di ciascuna stima). Lo spettro di irraggiamento è quello corrispondente all'HTGR epitermico.

**Tabella 14** <sup>109</sup>Ag (n,g)<sup>110</sup>Ag, Soglia energetica 4 eV, d=10.5 g/cm<sup>3</sup>

Posizioni	Sinistra		Centro		Destra	
	Attività di Saturazione [Atom/cm <sup>3</sup> /s .p.]	E%	Attività di Saturazione [Atom/cm <sup>3</sup> /s .p.]	E%	Attività di Saturazione [Atom/cm <sup>3</sup> /s .p.]	E%
Upper	3.34E-04	4.45%	3.18E-04	4.62%	3.31E-04	4.29%
Middle	3.60E-04	5.26%	3.49E-04	4.77%	3.38E-04	4.59%
Down	3.29E-04	5.05%	3.25E-04	4.98%	3.42E-04	4.67%

**Valore medio Attività di Saturazione Specifica =3.2021e-05 [Bq/g/s.p.], E%= 3.8%.**

**Tabella 15** <sup>27</sup>Al(n,a)<sup>24</sup>Na, soglia energetica 7.2 MeV, d= 2.708 g/cm<sup>3</sup>

Posizioni	Sinistra		Centro		Destra	
	Attività di Saturazione [Atom/cm <sup>3</sup> /s .p.]	E%	Attività di Saturazione [Atom/cm <sup>3</sup> /s .p.]	E%	Attività di Saturazione [Atom/cm <sup>3</sup> /s .p.]	E%
Upper	6.24E-10	22.42%	8.95E-10	18.12%	1.06E-09	17.16%
Middle	1.14E-09	20.44%	8.76E-10	21.70%	7.38E-10	20.77%
Down	7.49E-10	19.74%	1.01E-09	20.72%	7.12E-10	19.83%

**Valore medio Attività di Saturazione Specifica =3.2020e-10 [Bq/g/s.p.], E%= 20.25%.**

**Tabella 16**

$^{197}\text{Au}(n,g)^{198}\text{Au}$ , monitor integrale,  $d=19.3 \text{ g/cm}^3$

Posizioni	Sinistra		Centro		Destra	
	Attività di Saturazione [Atom/cm <sup>3</sup> /s .p.]	E%	Attività di Saturazione [Atom/cm <sup>3</sup> /s .p.]	E%	Attività di Saturazione [Atom/cm <sup>3</sup> /s .p.]	E%
Upper	5.65E-04	3.92%	5.34E-04	3.93%	6.13E-04	3.92%
Middle	5.53E-04	4.01%	5.55E-04	3.78%	5.34E-04	3.93%
Down	5.62E-04	3.79%	5.65E-04	3.95%	5.64E-04	4.19%

**Valore medio Attività di Saturazione Specifica =2.9141e-05 [Bq/g.s.p.], E%= 4.7%.**

**Tabella 17**

$^{197}\text{Au}(n,2n)^{196}\text{Au}$ , soglia energetica 8.6 MeV,  $d=19.3 \text{ g/cm}^3$

Posizioni	Sinistra		Centro		Destra	
	Attività di Saturazione [Atom/cm <sup>3</sup> /s .p.]	E%	Attività di Saturazione [Atom/cm <sup>3</sup> /s .p.]	E%	Attività di Saturazione [Atom/cm <sup>3</sup> /s .p.]	E%
Upper	8.08E-09	27.92%	1.10E-08	25.14%	1.47E-08	20.00%
Middle	1.63E-08	24.29%	1.05E-08	27.39%	7.67E-09	30.19%
Down	1.18E-08	22.66%	1.40E-08	31.59%	7.30E-09	26.34%

**Valore medio Attività di Saturazione Specifica =5.8348e-10 [Bq/g.s.p.], E%= 28.84%.**

**Tabella 18**

$^{115}\text{In}(n,g)^{116}\text{In}$ , monitor integrale,  $d=7.31 \text{ g/cm}^3$

Posizioni	Sinistra		Centro		Destra	
	Attività di Saturazione [Atom/cm <sup>3</sup> /s .p.]	E%	Attività di Saturazione [Atom/cm <sup>3</sup> /s .p.]	E%	Attività di Saturazione [Atom/cm <sup>3</sup> /s .p.]	E%
Upper	6.62E-04	3.48%	7.14E-04	3.50%	7.35E-04	3.54%
Middle	7.06E-04	3.73%	6.76E-04	3.67%	7.47E-04	3.62%
Down	7.54E-04	3.74%	6.98E-04	3.74%	7.24E-04	3.49%

Valore medio Attività di Saturazione Specifica =  $9.7522\text{e-}05$  [Bq/g.s.p.], E%= 4.35%.

**Tabella 19**

$^{98}\text{Mo}(n,g)^{99}\text{Mo}$ , soglia energetica 10 eV,  $d=10.22 \text{ g/cm}^3$

Posizioni	Sinistra		Centro		Destra	
	Attività di Saturazione [Atom/cm <sup>3</sup> /s .p.]	E%	Attività di Saturazione [Atom/cm <sup>3</sup> /s .p.]	E%	Attività di Saturazione [Atom/cm <sup>3</sup> /s .p.]	E%
Upper	2.59E-06	6.94%	2.89E-06	9.90%	2.74E-06	8.28%
Middle	2.80E-06	7.20%	2.87E-06	6.98%	3.10E-06	8.62%
Down	2.87E-06	6.75%	2.71E-06	6.94%	2.82E-06	6.71%

Valore medio Attività di Saturazione Specifica =  $2.7604\text{e-}07$  [Bq/g.s.p.], E%= 5.01%.

**Tabella 20**

$^{58}\text{Ni}(n,p)^{58}\text{Co}$ , soglia energetica 2 MeV,  $d=8.908 \text{ g/cm}^3$

Posizioni	Sinistra		Centro		Destra	
	Attività di Saturazione [Atom/cm <sup>3</sup> /s .p.]	E%	Attività di Saturazione [Atom/cm <sup>3</sup> /s .p.]	E%	Attività di Saturazione [Atom/cm <sup>3</sup> /s .p.]	E%

Upper	4.00E-08	5.97%	4.16E-08	6.52%	4.09E-08	5.63%
Middle	4.38E-08	6.39%	4.49E-08	6.87%	4.44E-08	6.39%
Down	3.64E-08	6.10%	4.62E-08	5.97%	4.34E-08	6.12%

**Valore medio Attività di Saturazione Specifica =4.7598e-09 [Bq/g.s.p.], E%= 7.1%.**

**Tabella 21**

**$^{58}\text{Ni}(n,2n)^{57}\text{Ni}$ , soglia energetica 13.5 MeV, d=8.908 g/cm<sup>3</sup>**

Posizioni	Sinistra		Centro		Destra	
	Attività di Saturazione [Atom/cm <sup>3</sup> /s .p.]	E%	Attività di Saturazione [Atom/cm <sup>3</sup> /s .p.]	E%	Attività di Saturazione [Atom/cm <sup>3</sup> /s .p.]	E%
Upper	1.19E-10	40.30%	1.86E-10	38.40%	2.45E-10	28.12%
Middle	2.46E-10	32.22%	2.36E-10	32.27%	1.39E-10	45.21%
Down	2.91E-10	25.94%	2.12E-10	67.91%	9.70E-11	47.80%

**Valore medio Attività di Saturazione Specifica =2.2090e-11 [Bq/g.s.p.], E%= 35.54%.**

## 9. Piani di irraggiamento

Al fine di valutare tempi di irraggiamento e le attività finali dei fogli metallici di prova è necessario stimare le rese di reazione nelle diverse condizioni sperimentali.

Nella Tabella 22 sono riassunti i risultati ottenuti dalle simulazioni in spettro HTGR termico ed epitermico per le reazioni di interesse riportando tempi di dimezzamento ed attività a saturazione.

**Tabella 22**

Reazione	HTGR Termico		HTGR Epitermico		Tempo di dimezzamento [sec]	Soglia Reazione
	Attività Saturazione [Bq/g/s.p.]	E%	Attività Saturazione [Bq/g/s.p.]	E%		
$^{197}\text{Au}(n,g)^{198}\text{Au}$	6.18E-05	3.05%	2.91E-05	4.7%	232862.6	monitor integrale
$^{115}\text{In}(n,g)^{116}\text{In}$	2.49E-04	2.36%	9.75E-05	4.35%	3257.399	monitor integrale
$^{109}\text{Ag}(n,g)^{110}\text{Ag}$	6.01E-05	3.56%	3.20E-05	3.8%	2.157926E+07	4 eV
$^{98}\text{Mo}(n,g)^{99}\text{Mo}$	2.05E-07	13.15%	2.76E-07	5.01%	237384.0	10 eV
$^{58}\text{Ni}(n,p)^{58}\text{Co}$	2.78E-08	4.26%	4.76E-09	7.1%	6122304.0	2 MeV
$^{27}\text{Al}(n,a)^{24}\text{Na}$	6.38E-10	15.6%	3.20E-10	20.25%	53852.39	7.2 MeV
$^{197}\text{Au}(n,2n)^{196}\text{Au}$	5.05E-10	31.47%	5.83E-10	28.84%	534211.1	8.6 MeV
$^{58}\text{Ni}(n,2n)^{57}\text{Ni}$	9.57E-12	80.61%	2.21E-11	35.54%	524879.9	13.5 MeV

In base alla nota relazione cinetica per la formazione di un prodotto di attivazione su target sottile:

$$A(t) = A_0 \cdot (1 - e^{-\lambda t})$$

dove:

$A_0$  = (Attività di saturazione stimata)·(Forza sorgente);

$\lambda$  =  $\ln 2 / (t_{1/2})$ ;

$t_{1/2}$  = tempo di dimezzamento;



si può calcolare, per ciascuna reazione di Tabella 22 l'attività in funzione del tempo di irraggiamento.

Assumendo che gli irraggiamenti vengano eseguiti alla potenza nominale del reattore pari a 5 KW (che corrisponde a  $4,04 \text{ E}09 \text{ n/cm}^2/\text{s}$  all'imbocco della colonna termica) avremo le attivazioni riportate in Tabella 23 (HTGR termico) e Tabella 24 (HTGR epitermico).

**Tabella 23**

Rese delle reazioni sui fogli metallici HTGR termico, Potenza = 5.0 kW

Tempo di irragg. (h)	<sup>198</sup> Au Attività [Bq]	<sup>115</sup> In Attività [Bq]	<sup>110</sup> Ag Attività [Bq]	<sup>99</sup> Mo Attività [Bq]	<sup>58</sup> Co Attività [Bq]	<sup>24</sup> Na Attività [Bq]	<sup>196</sup> Au Attività [Bq]	<sup>57</sup> Ni Attività [Bq]
1	5.74E+05	1.18E+07	3.29E+03	9.89E+02	4.56E+00	3.53E+00	2.05E+00	1.83E-02
1.5	8.59E+05	1.70E+07	4.94E+03	1.48E+03	6.83E+00	5.24E+00	3.07E+00	2.73E-02
2	1.14E+06	2.18E+07	6.59E+03	1.97E+03	9.11E+00	6.90E+00	4.09E+00	3.64E-02
2.5	1.42E+06	2.63E+07	8.23E+03	2.45E+03	1.14E+01	8.53E+00	5.11E+00	4.55E-02
3	1.70E+06	3.05E+07	9.88E+03	2.94E+03	1.37E+01	1.01E+01	6.12E+00	5.45E-02
3.5	1.98E+06	3.43E+07	1.15E+04	3.42E+03	1.59E+01	1.17E+01	7.13E+00	6.35E-02
4	2.26E+06	3.79E+07	1.32E+04	3.89E+03	1.82E+01	1.32E+01	8.14E+00	7.25E-02
4.5	2.53E+06	4.12E+07	1.48E+04	4.37E+03	2.05E+01	1.47E+01	9.15E+00	8.15E-02
5	2.81E+06	4.42E+07	1.65E+04	4.84E+03	2.28E+01	1.61E+01	1.02E+01	9.04E-02
5.5	3.08E+06	4.70E+07	1.81E+04	5.31E+03	2.50E+01	1.75E+01	1.12E+01	9.93E-02
6	3.35E+06	4.97E+07	1.98E+04	5.78E+03	2.73E+01	1.89E+01	1.22E+01	1.08E-01

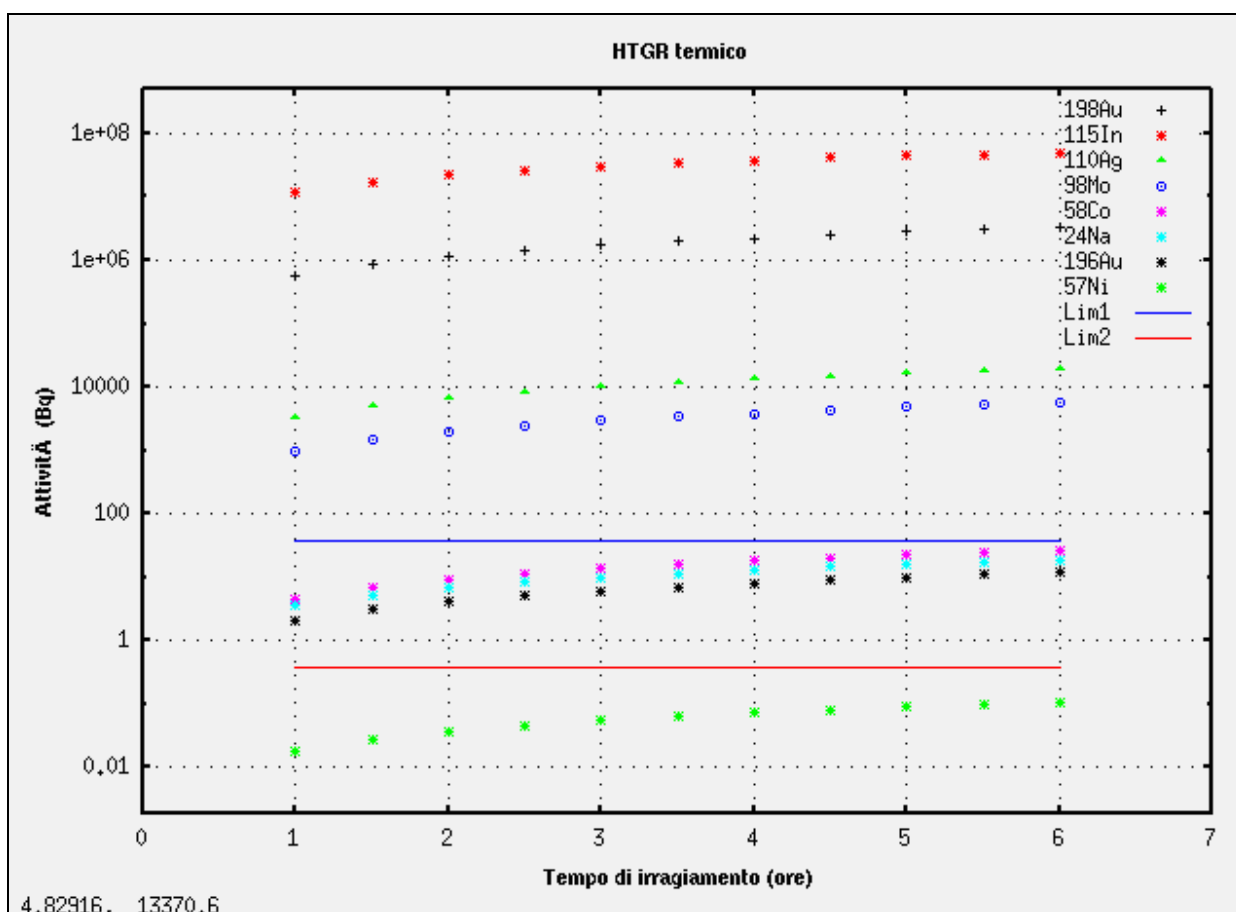
**Tabella 24**

Rese delle reazioni sui fogli metallici HTGR epitermico, Potenza = 5.0 kW

Tempo di irragg. (h)	<sup>198</sup> Au Attività [Bq]	<sup>115</sup> In Attività [Bq]	<sup>110</sup> Ag Attività [Bq]	<sup>99</sup> Mo Attività [Bq]	<sup>58</sup> Co Attività [Bq]	<sup>24</sup> Na Attività [Bq]	<sup>196</sup> Au Attività [Bq]	<sup>57</sup> Ni Attività [Bq]
1	2.70E+05	4.61E+06	1.75E+03	1.33E+03	7.80E-01	1.77E+00	2.37E+00	4.22E-02
1.5	4.04E+05	6.66E+06	2.63E+03	1.99E+03	1.17E+00	2.63E+00	3.55E+00	6.32E-02
2	5.38E+05	8.55E+06	3.51E+03	2.65E+03	1.56E+00	3.46E+00	4.72E+00	8.41E-02
2.5	6.70E+05	1.03E+07	4.38E+03	3.30E+03	1.95E+00	4.28E+00	5.90E+00	1.05E-01
3	8.02E+05	1.19E+07	5.26E+03	3.95E+03	2.34E+00	5.08E+00	7.07E+00	1.26E-01
3.5	9.33E+05	1.34E+07	6.14E+03	4.60E+03	2.73E+00	5.86E+00	8.24E+00	1.47E-01

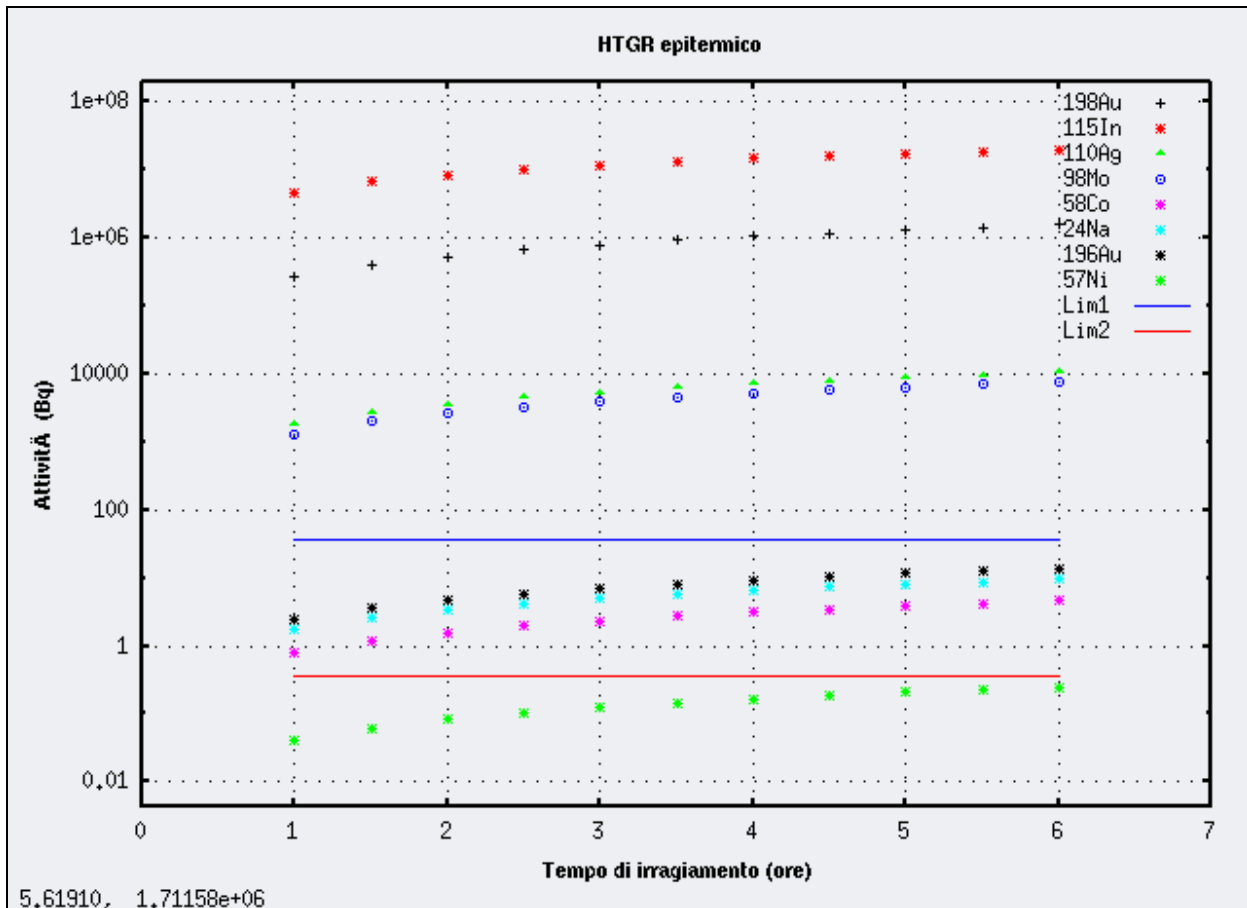
4	1.06E+06	1.48E+07	7.01E+03	5.24E+03	3.12E+00	6.62E+00	9.40E+00	1.67E-01
4.5	1.19E+06	1.61E+07	7.89E+03	5.88E+03	3.51E+00	7.36E+00	1.06E+01	1.88E-01
5	1.32E+06	1.73E+07	8.77E+03	6.52E+03	3.90E+00	8.09E+00	1.17E+01	2.09E-01
5.5	1.45E+06	1.84E+07	9.64E+03	7.15E+03	4.29E+00	8.80E+00	1.29E+01	2.29E-01
6	1.58E+06	1.94E+07	1.05E+04	7.78E+03	4.68E+00	9.49E+00	1.40E+01	2.50E-01

Tenendo conto che la strumentazione standard per spettrometria gamma mantiene dei livelli di errore percentuale che si attestano tra i valori 1% e 10% per livelli di attività minima che sono rispettivamente di 0.34 Bq e 34 Bq, si è rappresentato in Figura 23 l'attività in funzione del tempo di irraggiamento evidenziando i margini di errore sopraccitati con delle linee rette ai relativi valori costanti.



**Figura 23:** Confronto tra le stime di resa di attivazione dei fogli metallici nel caso di irraggiamento a 5 kW di potenza nel vano colonna termica con un buffer di grafite per HTGR termico. Sono anche rappresentati i limiti attività di 34 Bq (linea blu) e di 0.34 Bq (linea rossa) corrispondenti alle rispettive incertezze del 1% e del 10% nella misura di

spettroscopia g.



**Figura 24:** Confronto tra le stime di resa di attivazione dei fogli metallici nel caso di irraggiamento a 5 kW di potenza nel vano colonna termica con un buffer di grafite per HTGR epitermico. Sono anche rappresentati i limiti attività di 34 Bq (linea blu) e di 0.34 Bq (linea rossa) corrispondenti alle rispettive incertezze del 1% e del 10% nella misura di spettroscopia g.

Dall'esame delle Figure 23-24 si evince che l'unica reazione che supera il 10% di errore in tutto l'intervallo temporale esplorato (6 h) è la (n,2n) del Ni<sup>58</sup>.

Per tutte le altre reazioni si arriva ad errori relativi contenuti entro il 10% limitando il tempo di irraggiamento a 3-4 ore. Tale periodo garantisce anche una minimizzazione della dose sviluppata a causa dell'attivazione dei materiali che potrebbe limitare la manipolazione dei foils.

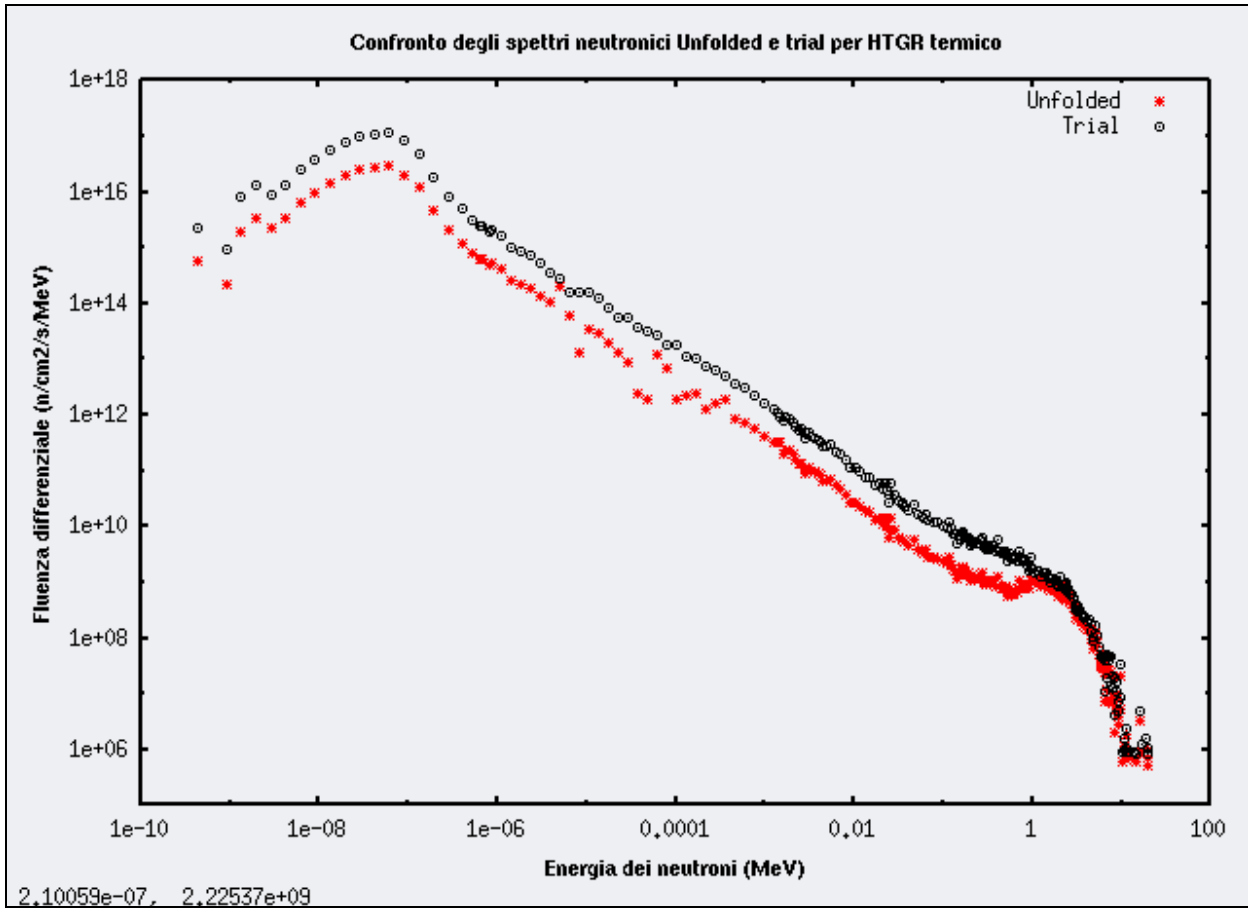
## **10. Test di Unfolding nella posizione centrale di irraggiamento (MC)**

I valori medi delle attività a saturazione dei vari nuclidi (vedi Tabella 22), normalizzate per un irraggiamento a 5 kW, vengono inseriti come input nel codice di unfolding NLLSUP [2 e 8] insieme allo spettro di prova (TRIAL) ottenuto nella simulazione Monte Carlo.

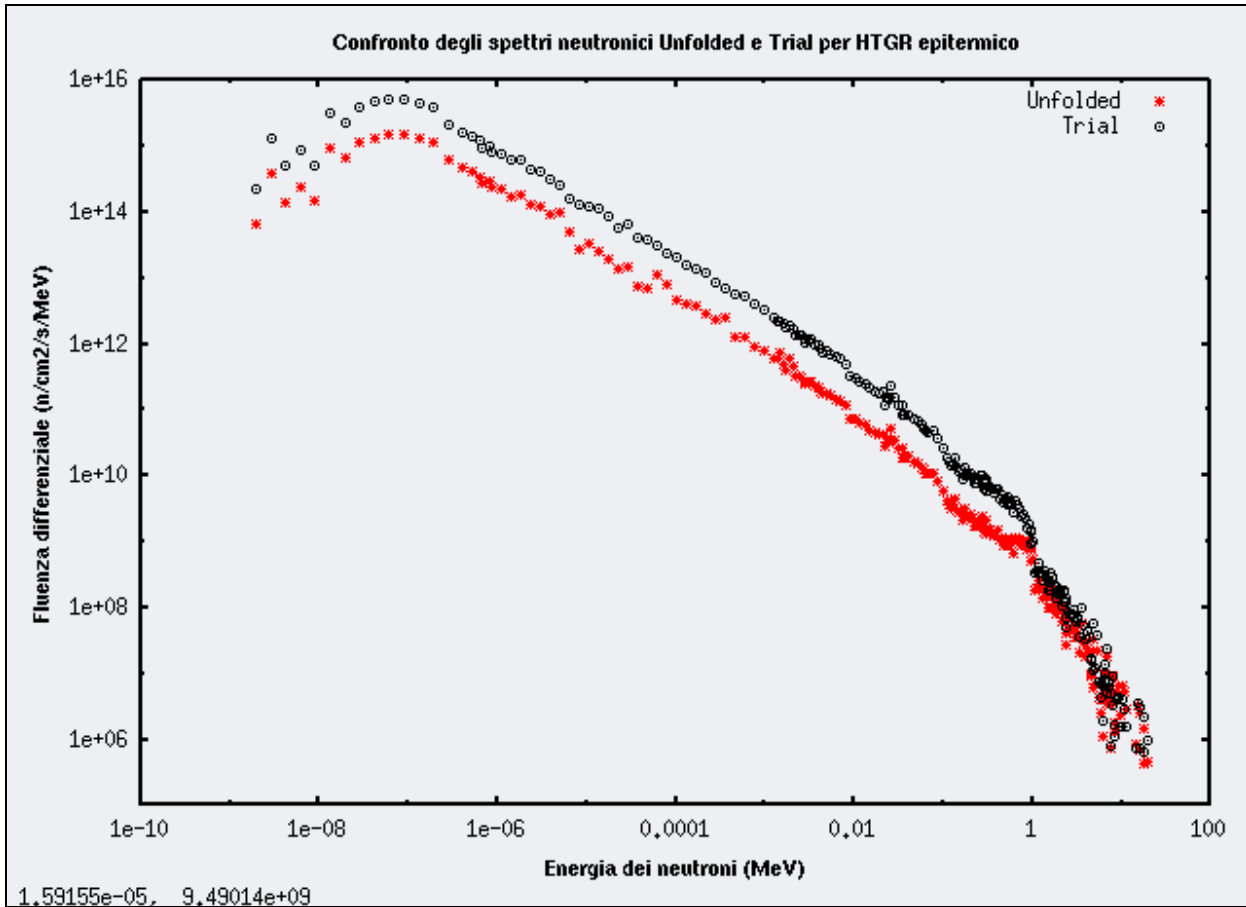
Il codice di unfolding NLLSUP minimizza lo scarto tra le attività date in input e quelle calcolate modificando lo spettro di partenza per renderlo compatibile con i tassi di reazione “misurati”.

Da questo tipo di calcolo si può controllare la consistenza dei dati nucleari che poi verranno usati con le misure sperimentali per produrre gli spettri di unfolding reali.

Il risultato del confronto è mostrato nelle Figg. 25 e 26.



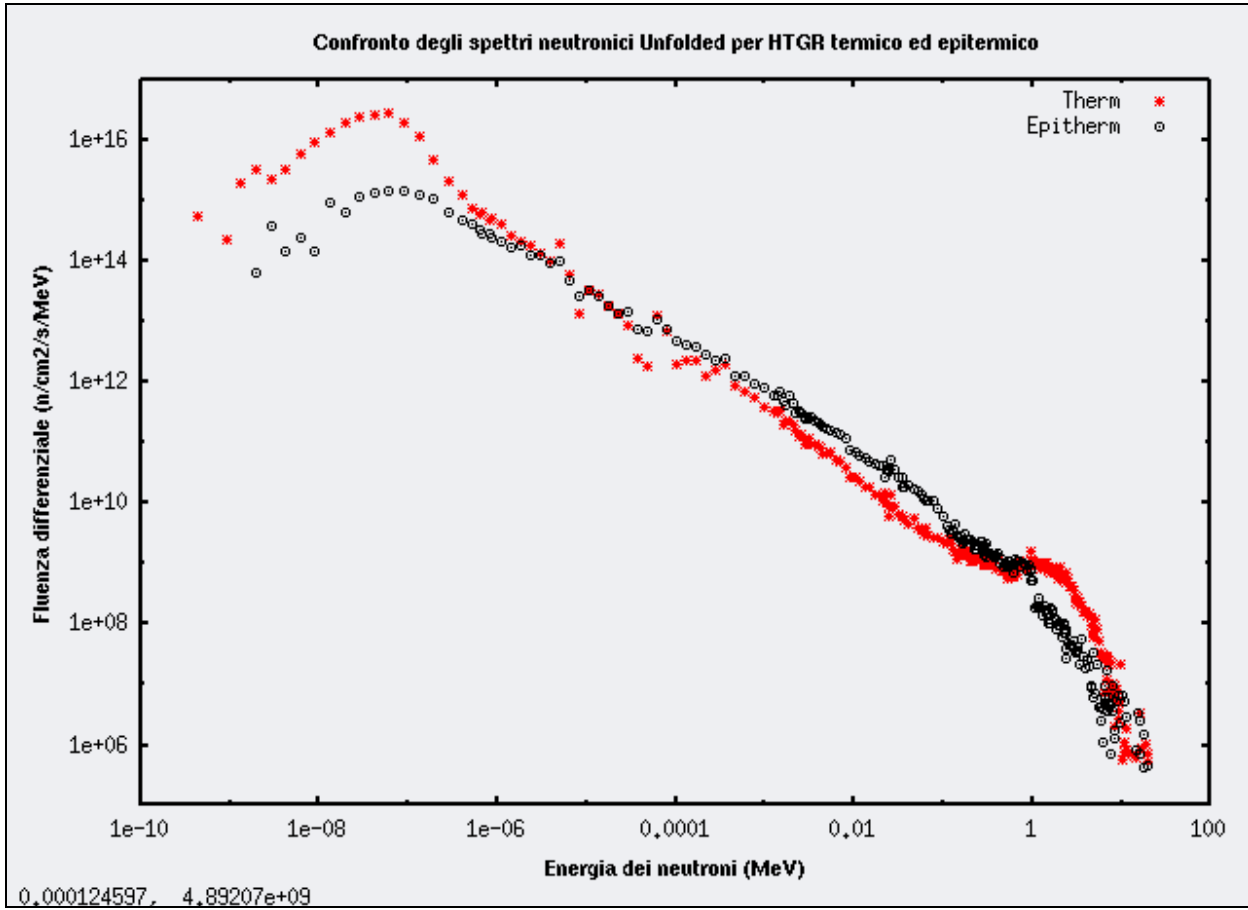
**Figura 25:** Confronto tra lo spettro di Trial e quello ottenuto con il codice di unfolding nel caso HTGR termico



**Figura 26:** Confronto tra lo spettro di Trial e quello ottenuto con il codice di unfolding nel caso HTGR epitermico

In entrambi i casi gli spettri finali tendono ad avere una intensità più alta di quelli di partenza, conservando le stesse caratteristiche spettrali senza l'introduzione di artefatti da parte della procedura di minimizzazione.

In Figura 27 è riportato il confronto tra gli spettri “*unfolded*” per HTGR termico ed epitermico. L'assenza di artefatti e discontinuità dello spettro indica una solida e consistente procedura di convergenza che, in generale, è associata all'adeguatezza dei dati nucleari di base.



**Figura 27** : Confronto tra lo spettro di unfolding nei casi HTGR epitermico e termico.

## 11. Modifiche al set-up del reattore TAPIRO

Al fine di realizzare le prove sperimentali fin qui illustrate, si rende necessario operare una serie di modifiche all'attuale configurazione operativa del reattore, esclusivamente sul lato "colonna termica" (CT).

Tutti i calcoli sono stati eseguiti considerando la presenza del riflettore di Rame nel settore che si affaccia al vano CT.

Attualmente, a causa della sostituzione di un settore di riflettore con una serie di materiali per l'assorbimento dei gamma streaming resa necessaria per la conduzione di esperienze di dosimetria, questa zona si trova in una configurazione in cui è massimizzata l'emissione di neutroni epitermici.

Per questo motivo, si dovranno prevedere le seguenti operazioni:

- Eliminazione dei filtri gamma inseriti nella zona del riflettore lato colonna termica;
- Ricostituzione del settore di riflettore di Rame dal lato colonna termica;
- Introduzione dei blocchi di grafite nucleare grade necessari alla costituzione del buffer;
- Ripristino del portellone e del sistema di binari su cui movimentare i materiali.



## 12. Riferimenti Bibliografici

1. M. Frullini, A. Naviglio, A. Gandini, “Simulazioni Monte Carlo di misure spettrali nelle interfacce grafite/uranio e grafite/ferro nella colonna termica del reattore sorgente veloce tapiro”-CIRTEN CERSE-UNIROMA1 RL 1151/2008.
2. N. Burgio, “Simulazioni neutroniche e progettazione set-up TAPIRO per interfaccia core-riflettore VHTR” Rapporto Attività Primo Anno. FPN- P9LU – 022
3. S.Shiozawa et al. “Overview of HTTR design features” Nuclear Engineering and Design 233 (2004) 11-21.
4. Z. Zhang, S. Yu “Future Developments in China after the criticality of HTR-10” Nuclear Engineering and Design 218 (2002) 249-257.
5. J.C. Kuijper et al. “HTGR reactor physics and fuel cycle studies” Nuclear Engineering and Design 236 (2006) 615-634.
6. G. A. F. Seber and C. J. Wild, Nonlinear Regression, Wiley - Interscience.
7. M. Matzke, Unfolding Procedures, Radiation Protection Dosimetry Vol. 107, Nos 1-3, pp. 155-175 (2003).
8. RSICC Computer code collection SAND- II, CCC-12.
9. Denise B. Pelowitz, editor MCNPX USER’S MANUAL Version 2.5.0 April 2005 LACP050369.
10. Theis C., Buchegger K.H., Brugger M., Forkel-Wirth D., Roesler S., Vincke H., "Interactive three dimensional visualization and creation of geometries for Monte Carlo calculations", Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A 562, pp. 827-829 (2006).
11. A. Ferrari, P.R. Sala, A. Fassò and J. Ranft, “FLUKA: a multi-particle transport code”, CERN 2005-10 (2005), INFN/TC\_05/11, SLAC-R-773
12. G. BAttistoni, S. Muraro, P.R. Sala, F. Cerutti, A. Ferrari, S. Roesler, A. FAssò, J. Ranft, “The FLUKA code: description and benchmarking”, Proceedings of the hadronic shower Simulation Workshop 2006, Fermilab 6-8 September 2006