



Ente per le Nuove tecnologie,  
l'Energia e l'Ambiente



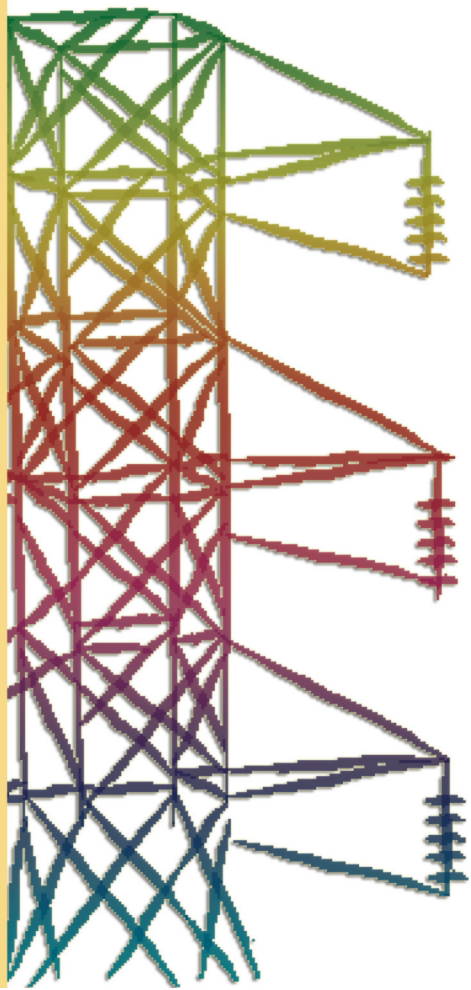
*Ministero dello Sviluppo Economico*

## **RICERCA SISTEMA ELETTRICO**

---

# **Simulazioni Monte Carlo di misure spettrali nelle interfacce grafite/uranio e grafite/ferro nella colonna termica del reattore sorgente veloce TAPIRO**

**M. Frullini, A. Gandini, A. Naviglio**





Ente per le Nuove tecnologie,  
l'Energia e l'Ambiente



*Ministero dello Sviluppo Economico*

RICERCA SISTEMA ELETTRICO

Simulazioni Monte Carlo di misure spettrali nelle interfacce  
grafite/uranio e grafite/ferro nella colonna termica del reattore  
sorgente veloce TAPIRO

*M.Frullini, A.Gandini, A.Naviglio*



SIMULAZIONI MONTE CARLO DI MISURE SPETTRALI NELLE INTERFACCE GRAFITE/URANIO E  
GRAFITE/FERRO NELLA COLONNA TERMICA DEL REATTORE SORGENTE VELOCE TAPIRO

M.Frullini, A.Gandini, A.Naviglio (CIRTEN)

Dicembre 2008

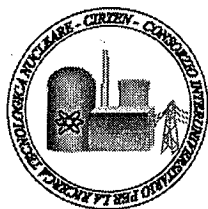
Report Ricerca Sistema Elettrico

Accordo di Programma Ministero dello Sviluppo Economico – ENEA

Area: Produzione e fonti energetiche

Tema: Nuovo Nucleare da Fissione

Responsabile Tema: Stefano Monti, ENEA



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

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

**SIMULAZIONI MONTE CARLO DI MISURE SPETTRALI NELLE  
INTERFACCE GRAFITE/URANIO E GRAFITE/FERRO NELLA  
COLONNA TERMICA DEL REATTORE SORGENTE VELOCE  
TAPIRO**

**AUTORI**

**Massimo Frullini**

**Augusto Gandini**

**Antonio Naviglio**

**CERSE-UNIROMA1 RL-1151/2008**

**Roma, Dicembre 2008**

*Lavoro svolto in esecuzione della linea progettuale LP3 punto N dell'AdP ENEA MSE del 21/06/07,  
Tema 5.2.5.8 – "Nuovo Nucleare da Fissione"*

## Indice

	pag.
1. Introduzione .....	5
2. Modello Reattore TAPIRO .....	7
2.1 Sorgente neutronica equivalente .....	10
3. Stime Preliminari delle Traverse di Flusso su Grafite, Uranio e Ferro .....	12
4. Impostazione del calcolo dettagliato delle traverse di flusso .....	17
4.1. Riduzione della geometria del problema .....	17
4.2 Moderazione dello spettro all'imbocco della colonna termica .....	24
5. Transizione verso un mock up sperimentale .....	27
6. Stime delle reazioni a soglia e unfolding .....	39
7. Conclusioni .....	46
Riferimenti Bibliografici .....	47
Appendice A. Il Reattore Sorgente Veloce TAPIRO .....	48
Appendice B. Procedura di Unfolding .....	52

## Lista delle Figure

	pag.
Figura 1. Sezioni in pianta e in laterale del modello di TAPIRO ottenute dal plotter di MCNPX 2.5.0. ....	8
Figura 2. Stima della distribuzione energetica del flusso differenziale dei neutroni attraverso le sei superfici di misura per la sequenza Grafite, Uranio, Ferro. ....	15
Figura 3. Stima della distribuzione energetica del flusso differenziale dei neutroni nelle sei superfici di misura per la sequenza Grafite, Ferro, Uranio.....	16
Figura 4. A) Simulazione eseguita sul modello completo che permette di stimare le correnti neutroniche sulla superficie FF; B) Ricostruzione della sorgente neutronica equivalente SS nel problema ridotto. ....	19
Figura 5. Sezione d'urto dell'Uranio-238 in funzione dell'energia del neutrone incidente per la reazione di cattura $n,\gamma$ (dati ENDFB 6.8). ....	25
Figura 6. Ingegnerizzazione del sistema ridotto.....	28
Figura 7. Ingrandimento della sezione di figura 5 che illustra la sequenza di interfacce nel caso Uranio Grafite (a) e Ferro Grafite(b). ....	29
Figura 8. Andamento della distribuzione energetica del flusso alla prima interfaccia nei 3 casi (Vedi testo e Tabella 8).....	33
Figura 9. Andamento della distribuzione energetica del flusso alla seconda interfaccia nei 3 casi (Vedi testo e Tabella 9).....	34
Figura 10. Andamento della distribuzione energetica del flusso alla terza interfaccia nei 3 casi (Vedi testo e Tabella 10). ....	35
Figura 11. Confronto tra flusso stimato e ricostruito all'interfaccia G-U. ....	43
Figura 12. Confronto tra flusso stimato e ricostruito all'interfaccia G-Fe .....	44
Figura 13. Confronto tra flusso stimato e ricostruito all'interfaccia G-V.....	45
Figura A1. Sezione orizzontale del reattore TAPIRO .....	49
Figura A2. Sezione verticale del reattore TAPIRO .....	50
Figura A3. Veduta d'insieme del reattore TAPIRO .....	51

## Indice delle Tabelle

	pag.
Tabella 1. Stime del "rod worth" sul modello di TAPIRO a nocciolo freddo e pulito ...	8
Tabella 2: Confronto tra le stime delle distribuzioni energetiche del flusso neutronico nel vano colonna termica ottenute con sorgente di criticità (KCODE) e sorgente statica (SDEF).....	11
Tabella 3: stime dei flussi e delle distribuzioni energetiche sulle superfici di misura agli interfaccia e all'interno di Grafite, Uranio e Ferro.....	13
Tabella 4: Stime dei flussi e delle distribuzioni energetiche sulle superfici di misura agli interfaccia e all'interno di Grafite, Uranio e Ferro.....	14
Tabella 5. Distribuzione angolare ed energetica dei neutroni sulla superficie FF (vedi fig. 4) all'ingresso della colonna termica .....	20
Tabella 6a. Confronto tra i flussi ottenuti in colonna termica dopo lo strato di grafite su superficie successive sia con il modello completo di Tapiro che con il modello ridotto .....	22
Tabella 6b. Rapporto tra flussi stimati nel sistema completo e ridotto su varie superficie piane lungo il vano colonna termica .....	23
Tabella 7. Crescita del flusso termico e progressivo decremento dell'intensità totale per il trasporto di neutroni in grafite nel problema ridotto .....	26
Tabella 8. Confronto del flusso neutronico e della sua distribuzione alla prima interfaccia nei tre casi simulati: Grafite-Uranio (G-U), Grafite-Ferro (G-Fe), Grafite-Vuoto (G-V) .....	30
Tabella 9. Confronto del flusso neutronico e della sua distribuzione alla prima interfaccia nei tre casi simulati: Grafite-Uranio (G-U), Grafite-Ferro (G-Fe), Grafite-Vuoto (G-V) .....	31
Tabella 10. Confronto del flusso neutronico e della sua distribuzione alla prima interfaccia nei tre casi simulati: Uranio-Grafite (U-G), Ferro-Grafite (Fe-G), Vuoto-Grafite (V-G) .....	33
Tabella 11. Confronto del flusso neutronico e della sua distribuzione alla seconda interfaccia nei tre casi simulati: Uranio- Uranio (U-U), Ferro- Ferro (Fe-Fe), Vuoto- Vuoto (V-V) .....	37
Tabella 12. Reazioni impiegate nelle simulazioni .....	41
Tabella 13. Stima delle reazioni alle seconde interfacce dei tre problemi.....	42

## 1. Introduzione

Una delle peculiarità dei sistemi VHTGR (Very High Temperature Graphite Reactor) è la forte variabilità dello spettro neutronico nelle zone d'interfaccia nocciolo/riflettore<sup>1</sup>. I codici deterministici impiegati usualmente nella progettazione e nell'analisi di burn-up incontrano quindi delle difficoltà nel riprodurre tale spettro con la precisione necessaria. Problemi analoghi di forte variazione sia della densità che dello spettro neutronico si riscontrano nelle zone prossime a materiali fortemente assorbenti (barre di controllo). Obiettivo di questa task è il dimensionamento di un'esperienza neutronica nel vano colonna termica del reattore Tapiro che permetta di misurare l'andamento del flusso e la sua distribuzione energetica all'interfaccia tra materiali diversi di interesse per questi sistemi, in particolare Grafite-Uranio e Uranio-Ferro. Tali esperienze possono rappresentare dei benchmark atti alla validazione dei metodi di calcolo e delle librerie da adottare per lo studio dei suddetti reattori.

Le azioni generali per tale attività prevedono:

- 1) Definizione e implementazione di un modello di trasporto semplificato del reattore Tapiro.
- 2) Selezione degli estimatori di flusso e distribuzione energetiche dei neutroni all'interfaccia grafite/uranio, uranio/ferro, grafite/ferro. Eventuale impiego di Tecniche di riduzione di Varianza.
- 3) Definizione degli spessori di grafite "nuclear grade" necessari alla transizione dallo spettro veloce di Tapiro a quello termico/epitermico caratteristico dei reattori VHTGR.
- 4) Definizione delle dimensioni ottimali di U naturale e Fe su cui eseguire l'esperienza.
- 5) Stima degli spettri neutronici all'interfaccia mediante simulazione dell'attivazione di foglie di oro, molibdeno, alluminio e nickel e successivo unfolding [1].
- 6) Determinazione delle posizioni di misura ottimali.

---

<sup>1</sup> In alcuni progetti questa peculiarità viene sfruttata per massimizzare le potenzialità di trasmutazione del sistema.



## Simulazioni Monte Carlo di Misure Spettrali nelle Interfacce Grafite/Uranio e Grafite/Ferro nella Colonna Termica del Reattore Sorgente Veloce TAPIRO

A tale scopo è stato usato estensivamente, in collaborazione con la sezione FPN-FISION dell'ENEA, il codice Monte Carlo MCNPX 2.5.0 [2] unitamente ai dati nucleari ENDF [3] che accompagnano il pacchetto software. Oggetto di questo rapporto sono i risultati ottenuti durante il primo anno di attività.

## 2. Modello Reattore TAPIRO

Sulla base dei documenti di impianto [4] (v. Appendice A) e dell'analisi di precedenti modelli del TAPIRO [5] si è ritenuto opportuno implementare un modello semplificato maggiormente finalizzato agli scopi di questa attività. Nella figura 1 gli elementi geometrici salienti per il calcolo di trasporto (riflettore, canali, barre di controllo, schermo biologico e vano colonna termica) sono riportati in scala mantenendo le proporzioni originali. Al fine di verificare la correttezza della rappresentazione geometrica del modello sono stati impiegate le routine grafiche di MCNPX e le tecniche di "ray-tracing".

I materiali sono stati definiti impiegando composizioni e densità precedentemente usate [3-4].

In una serie di simulazioni preliminari è stata verificata la capacità del modello di riprodurre le condizioni di criticità in un range di condizioni compatibili con quelle del sistema reale. In Tabella 1 viene riassunta l'analisi di criticità del modello.

Simulazioni Monte Carlo di Misure Spettrali nelle Interfacce Grafite/Urano e  
Grafite/Ferro nella Colonna Termica del Reattore Sorgente Veloce TAPIRO

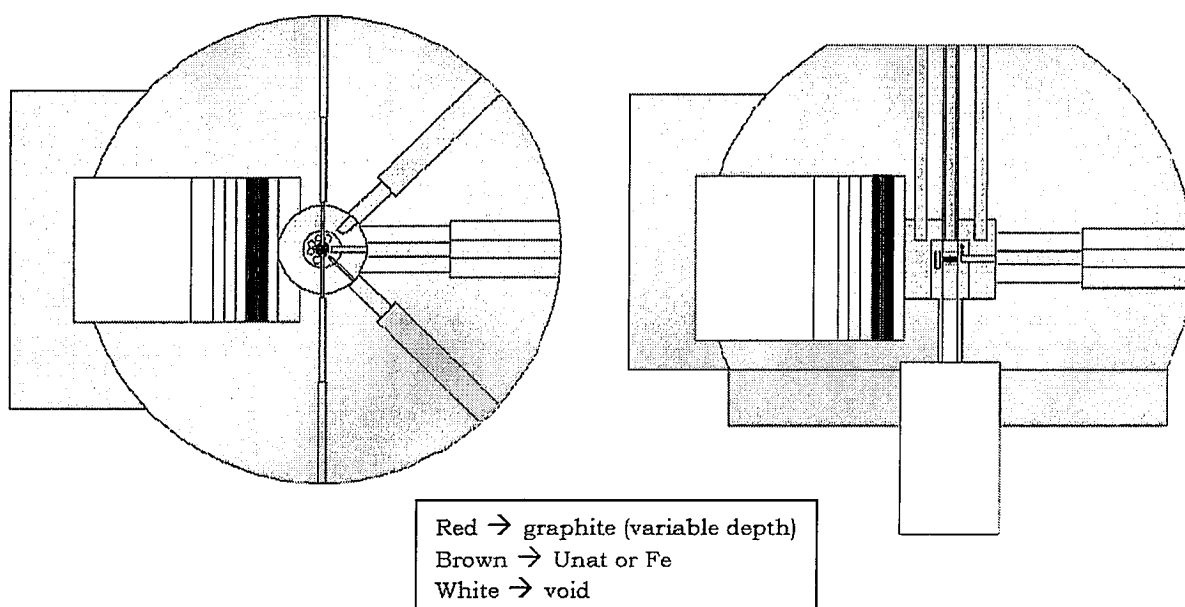


Figura 1: Sezioni in pianta e in laterale del modello di TAPIRO ottenute dal plotter di MCNPX 2.5.0. E' chiaramente visibile la posizione del vano "colonna termica" e la schematizzazione delle piastre di grafite, Uranio e Ferro.

Tabella 1. Stime del "rod worth" sul modello di TAPIRO a nocciolo freddo e pulito.

Posizione barre	$K_{eff}$	Incertezza	$(K_{eff}-1)$ [pcm]
Barre tutte estratte	0.98757	$\pm 0.00019$	-1243.0
Barre di sicurezza completamente inserite	0.99880	$\pm 0.00020$	-120
Barre di sicurezza e di controllo completamente inserite	1.00919	$\pm 0.00022$	+919

### 2.1 Sorgente neutronica equivalente

Successivamente è stata verificata l'equivalenza statistica del flusso neutronico nel vano colonna termica (vedi Tabella 2) stimato impiegando la sorgente di fissione intrinseca del combustibile (modalità KCODE vedi [2] pag. 3-50 ) e quello ottenuto con una sorgente isotropa e uniformemente distribuita sul volume del nocciolo (modalità SDEF vedi [2] pag 3-71) che emette neutroni con spettro energetico corrispondente a quello di fissione. Sulla base di questo risultato si è preferito impiegare la sorgente statica in spettro di fissione che presenta il vantaggio di una maggior velocità di convergenza del calcolo.

Simulazioni Monte Carlo di Misure Spettrali nelle Interfacce Grafite/Uranio e Grafite/Ferro  
nella Colonna Termica del Reattore Sorgente Veloce TAPIRO

*Tabella 2: Confronto tra le stime delle distribuzioni energetiche del flusso neutronico nel vano colonna termica ottenute con sorgente di criticità (KCODE) e sorgente statica (SDEF).*

<b>Upper energy bins [MeV]</b>	<b>KCODE Flux [n cm<sup>-2</sup> s<sup>-1</sup> s.p.]</b>	<b>E%</b>	<b>SDEF Flux [n cm<sup>-2</sup> s<sup>-1</sup> s.p.]</b>	<b>E%</b>
5.00E-07	1.01E-07	0.030	9.69E-08	0.029
5.00E-06	4.54E-07	0.015	4.47E-07	0.014
1.00E-05	2.52E-07	0.019	2.50E-07	0.018
5.00E-05	8.21E-07	0.011	8.04E-07	0.011
1.00E-04	4.25E-07	0.014	4.28E-07	0.014
1.00E-03	1.77E-06	0.008	1.76E-06	0.007
1.00E-02	3.44E-06	0.005	3.39E-06	0.005
1.00E-01	4.56E-06	0.005	4.50E-06	0.005
1.00E+00	3.50E-06	0.007	3.44E-06	0.006
2.00E+00	1.12E-07	0.036	1.13E-07	0.034
2.00E+01	2.58E-08	0.075	1.96E-08	0.081

### **3. Stime Preliminari delle Traverse di Flusso su Grafite, Uranio e Ferro**

Scopo di queste simulazioni iniziali è la stima dei flussi neutronici e dei corrispondenti spettri attraverso tre piastre contigue di grafite, uranio naturale e ferro situate nel vano colonna termica (volume utile  $115 \times 116 \times 161 \text{ cm}^3$ , vedi fig. 1). A partire dalla zona di prossimità al riflettore, sono stati simulate due configurazioni, la prima costituita dalla sequenza di piastre di grafite, uranio naturale e ferro mentre nella seconda, si è scambiata la posizione del ferro con quella dell'uranio naturale. Queste due simulazioni riassumono le possibili interfaccia fra elementi fissili (Uranio), riflettenti (Grafite) e strutturali (Ferro). L'estimatore di flusso impiegato è il cosiddetto F2 (flusso attraverso una superficie, Vedi [2] pag. 3-80) che presenta la maggiore affinità con le valutazioni di flusso dei codici deterministici. Sono state identificate sei superfici di misura, tre sono state poste a metà spessore di ciascuna piastra (per la grafite si tratta di quella adiacente alla piastra uranio/ferro) e altre tre all'interfaccia tra i materiali. Per ciascuna simulazione è stato impiegato un campione di  $10^7$  neutroni alla sorgente ottenendo una convergenza soddisfacente con 2 ore di calcolo su un sistema quadri-processore. Alternativamente si è operato con una tecnica di riduzione di varianza in geometry splitting (vedi [2], pag 2-40) che ha prodotto risultati statisticamente equivalenti ai primi con un campione di  $10^6$  neutroni e 40 minuti di tempo calcolo. Le tabelle 3 e 4 riportano i valori numerici per gruppi energetici del flusso su ciascuna superficie di misura. Mentre le fluenze differenziali sono riportate nelle figure 2 e 3. Gli andamenti evidenziano delle variazioni di flusso all'interfaccia che potranno essere ulteriormente investigate e confrontate con modelli sviluppati con codici deterministici.

Simulazioni Monte Carlo di Misure Spettrali nelle Interfacce Grafite/Uranio e  
Grafite/Ferro nella Colonna Termica del Reattore Sorgente Veloce TAPIRO

Tabella 3. Stime dei flussi e delle distribuzioni energetiche sulle superfici di misura agli interfaccia e all'interno di Grafite, Uranio e Ferro.

Flux on surfaces												
Energy Upper Bin [MeV]	Graphite		Graphite Uranium Interface		Uranium		Uranium Iron interface		Iron		Vacuum	
	[n cm <sup>-2</sup> s <sup>-1</sup> s.p.]	%E	[n cm <sup>-2</sup> s <sup>-1</sup> s.p.]	%E	[n cm <sup>-2</sup> s <sup>-1</sup> s.p.]	%E	[n cm <sup>-2</sup> s <sup>-1</sup> s.p.]	%E	[n cm <sup>-2</sup> s <sup>-1</sup> s.p.]	%E	[n cm <sup>-2</sup> s <sup>-1</sup> s.p.]	%E
5.00E-07	3.27E-06	0.003	3.23E-08	0.020	2.40E-09	0.080	1.52E-09	0.114	1.74E-09	0.078	1.93E-09	0.071
5.00E-06	2.51E-06	0.003	2.26E-07	0.009	3.53E-08	0.024	1.97E-08	0.036	9.77E-09	0.035	9.66E-09	0.032
1.00E-05	6.96E-07	0.005	1.43E-08	0.031	5.32E-09	0.049	1.40E-08	0.035	5.76E-09	0.042	5.90E-09	0.041
5.00E-05	2.17E-06	0.003	1.42E-07	0.011	3.00E-08	0.023	4.80E-08	0.022	1.83E-08	0.025	1.78E-08	0.022
1.00E-04	1.15E-06	0.004	6.92E-08	0.015	1.95E-08	0.029	2.83E-08	0.025	1.03E-08	0.032	9.56E-09	0.029
1.00E-03	5.23E-06	0.002	4.64E-07	0.007	1.57E-07	0.012	1.23E-07	0.015	3.96E-08	0.017	3.81E-08	0.015
1.00E-02	6.20E-06	0.002	8.10E-07	0.005	3.31E-07	0.009	2.00E-07	0.011	5.59E-08	0.014	5.38E-08	0.013
1.00E-01	6.59E-06	0.002	2.91E-06	0.003	1.38E-06	0.005	6.67E-07	0.006	2.07E-07	0.007	1.46E-07	0.007
1.00E+00	6.92E-06	0.002	5.27E-06	0.003	2.01E-06	0.004	8.82E-07	0.005	2.87E-07	0.006	1.93E-07	0.006
2.00E+00	1.11E-06	0.004	3.39E-07	0.006	7.63E-08	0.013	2.02E-08	0.022	4.46E-09	0.036	3.22E-09	0.037
2.00E+01	9.87E-07	0.004	2.62E-07	0.007	4.89E-08	0.015	7.27E-09	0.036	9.26E-10	0.072	7.60E-10	0.063
Total	3.68E-05	0.001	1.05E-05	0.002	4.10E-06	0.003	2.01E-06	0.004	6.41E-07	0.005	4.80E-07	0.005

Simulazioni Monte Carlo di Misure Spettrali nelle Interfacce Grafite/Urancio e  
Grafite/Ferro nella Colonna Termica del Reattore Sorgente Veloce TAPIRO

Tabella 4: Stime dei flussi e delle distribuzioni energetiche sulle superfici di misura agli interfaccia e all'interno di Grafite, Urancio e Ferro.

Flux on surfaces												
Energy Upper Bin [MeV]	Graphite		Graphite Iron Interface		Iron		Iron Uranium interface		Uranium		Vacuum	
	[n cm <sup>-2</sup> s <sup>-1</sup> s.p.]	%E	[n cm <sup>-2</sup> s <sup>-1</sup> s.p.]	%E	[n cm <sup>-2</sup> s <sup>-1</sup> s.p.]	%E	[n cm <sup>-2</sup> s <sup>-1</sup> s.p.]	%E	[n cm <sup>-2</sup> s <sup>-1</sup> s.p.]	%E	[n cm <sup>-2</sup> s <sup>-1</sup> s.p.]	%E
5.00E-07	6.75E-06	0.002	1.26E-07	0.012	8.42E-09	0.04	2.38E-10	0.199	1.24E-10	0.241	2.03E-10	0.180
5.00E-06	5.40E-06	0.002	9.33E-07	0.005	1.05E-07	0.01	1.05E-08	0.040	1.27E-09	0.085	1.36E-09	0.096
1.00E-05	1.88E-06	0.003	5.05E-07	0.006	4.37E-08	0.02	1.24E-09	0.115	3.40E-10	0.136	5.76E-10	0.126
5.00E-05	4.74E-06	0.002	1.38E-06	0.005	1.46E-07	0.01	9.83E-09	0.041	1.88E-09	0.092	1.87E-09	0.075
1.00E-04	2.15E-06	0.003	6.18E-07	0.006	6.84E-08	0.02	4.39E-09	0.060	8.84E-10	0.103	8.37E-10	0.098
1.00E-03	7.09E-06	0.002	1.90E-06	0.005	3.01E-07	0.01	2.61E-08	0.028	4.92E-09	0.049	4.82E-09	0.046
1.00E-02	5.89E-06	0.002	1.67E-06	0.005	4.11E-07	0.01	5.44E-08	0.020	8.07E-09	0.034	7.17E-09	0.034
1.00E-01	3.38E-06	0.003	1.42E-06	0.005	9.20E-07	0.01	2.37E-07	0.011	2.28E-08	0.019	1.83E-08	0.019
1.00E+00	1.12E-06	0.006	6.43E-07	0.008	5.97E-07	0.01	2.47E-07	0.012	3.32E-08	0.019	2.44E-08	0.018
2.00E+00	3.81E-08	0.025	1.59E-08	0.031	3.07E-08	0.02	1.28E-08	0.032	1.88E-09	0.060	1.42E-09	0.056
2.00E+01	9.14E-09	0.045	3.54E-09	0.058	2.22E-08	0.03	1.04E-08	0.037	1.57E-09	0.069	1.02E-09	0.061
total	3.84E-05	0.001	9.22E-06	0.003	2.65E-06	0.04	6.14E-07	0.008	7.70E-08	0.014	6.19E-08	0.014



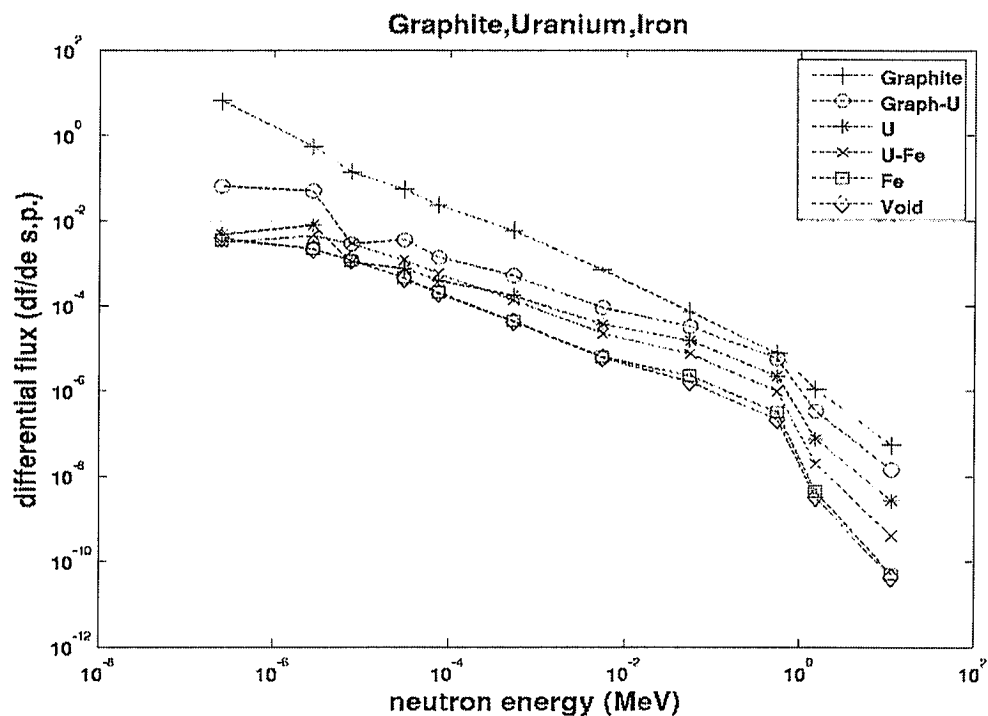


Figura 2. Stima della distribuzione energetica del flusso differenziale dei neutroni attraverso le sei superfici di misura (vedi testo e tabella 3) per la sequenza Grafite, Uranio, Ferro.

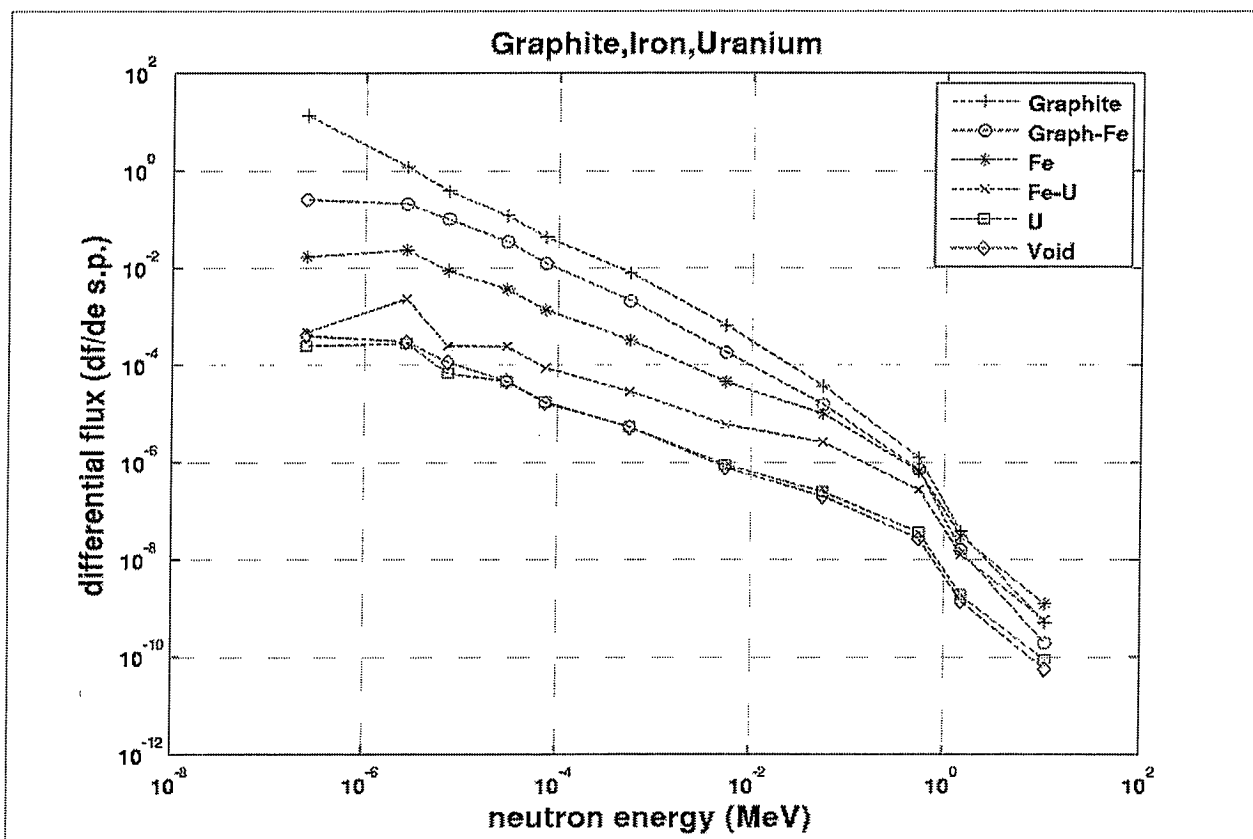


Figura 3. Stima della distribuzione energetica del flusso differenziale dei neutroni nelle sei superfici di misura (v. testo e tabella 4) per la sequenza Grafite, Ferro, Uranio.

## 4. Impostazione del Calcolo Dettagliato delle Traverse di Flusso

### 4.1. Riduzione della geometria del problema

Nelle simulazioni precedenti le piastre di U, Fe e Grafite hanno uno spessore di 40 cm e un'area pari a 115 x 166 cm<sup>2</sup>. Tali dimensioni, ideali per la stima dei flussi (l'ampiezza dell'area è tale da minimizzare gli effetti di bordo), per motivi di budget sono difficilmente realizzabili in quanto richiedono notevoli quantità di materiali come Uranio naturale e grafite "nuclear grade" che hanno un costo molto elevato. Peraltro, una riduzione delle dimensioni geometriche del sistema, per motivi statistici, si traduce in un aumento dei tempi di simulazione per raggiungere precisioni paragonabili a quelle precedenti. Quando, come nel caso dei calcoli precedenti, si esegue la simulazione Monte Carlo sull'intero modello del reattore una grossa frazione del tempo di calcolo viene consumata per seguire neutroni che non contribuiranno in alcun modo alle stime di flusso nel vano colonna termica. Questa frazione di popolazione neutronica sarà trasportata in altre zone del reattore e finirà la sua storia assorbita nei materiali ivi presenti oppure fuggirà dal sistema. Una strategia di ottimizzazione dei tempi di calcolo è di limitare la rappresentazione geometrica del sistema alle sole parti rilevanti al fine della stima delle quantità di interesse. In questo modo la frazione di campione persa in fenomeni non rilevanti viene impiegata per migliorare la statistica e quindi l'efficienza di calcolo. In generale si procede stimando le correnti neutroniche su una superficie opportuna (nel nostro caso sulla superficie di imbocco tra colonna termica e riflettore – fig. 4a) attraverso l'uso del modello completo. Le informazioni così ottenute vengono usate per definire, in un modello geometricamente ridotto (la sola colonna termica vedi fig. 4b), una sorgente neutronica equivalente a quella indotta dal trasporto dei neutroni attraverso il nocciolo di TAPIRO fino alla colonna termica. Il trasporto dei neutroni nel codice MCNPX avviene attraverso un meccanismo di inferenza statistica detto "non-analog", per cui il cosiddetto peso (statistico) delle particelle campione (pari ad 1 alla sorgente) viene progressivamente diminuito in proporzione al rapporto tra la probabilità (cross section) di una specifica interazione e quello di tutte le possibili interazioni (cross section totale). Questo meccanismo viene

impiegato durante tutta la storia di propagazione di ciascun neutrone (e della sua progenie) che sarà terminato quando il suo peso statistico raggiunge un valore predefinito (considerato talmente basso da essere statisticamente ininfluenza). La tally F1 valuta la corrente di particelle attraverso una superficie data. I valori di corrente neutronica, ottenuti dall'esecuzione del modello completo, sulla superficie FF (vedi fig. 4a) all'imbocco della colonna Termica sono stati riportati nella Tabella 5 suddivisi per gruppi energetici ed angolari. Questi dati permettono di definire, attraverso la CARD SDEF di MCNPX, la sorgente neutronica del problema ridotto (figura 4b).

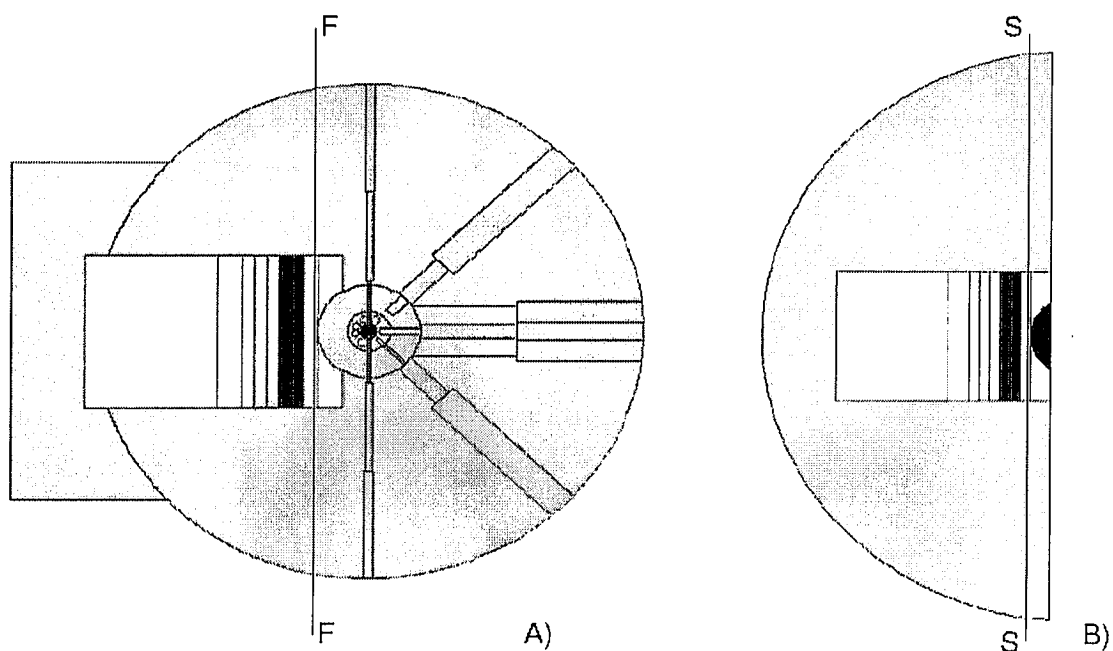


Figura 4. A) Una simulazione eseguita sul modello completo permette di stimare le correnti neutroniche sulla superficie FF; B) Ricostruzione della sorgente neutronica equivalente SS nel problema ridotto. L'implementazione della stima delle traverse di flusso nel problema equivalente permette di ottenere gli stessi risultati risparmiando tempo di calcolo.

Simulazioni Monte Carlo di Misure Spettrali nelle Interfacce Grafite/Uranio e  
Grafite/Ferro nella Colonna Termica del Reattore Sorgente Veloce TAPIRO

**Tabella 5. Distribuzione angolare ed energetica dei neutroni sulla superficie  
FF (vedi fig. 4) all'ingresso della colonna termica.**

*cosine	-1 ÷ - 0.866		-0.866 ÷ -0.5		-0.5 ÷ 0		0 ÷ 0.5		0.5 ÷ 0.866		0.866 ÷ 1	
	**E (MeV)	N/s/s.p.	Err%	N/s/s.p.	Err%	N/s/s.p.	Err%	N/s/s.p.	Err%	N/s/s.p.	Err%	N/s/s.p.
5.00E-07	1.43E-04	6.29E-02	2.49E-04	4.86E-02	1.16E-04	7.13E-02	1.26E-04	7.03E-02	1.72E-04	5.88E-02	7.82E-05	8.61E-02
5.00E-06	6.91E-04	2.87E-02	1.38E-03	2.05E-02	5.27E-04	3.32E-02	4.82E-04	3.55E-02	8.06E-04	2.74E-02	3.65E-04	4.04E-02
1.00E-05	4.22E-04	3.63E-02	7.97E-04	2.66E-02	3.17E-04	4.30E-02	2.75E-04	4.66E-02	4.83E-04	3.56E-02	1.92E-04	5.63E-02
5.00E-05	1.45E-03	2.00E-02	2.72E-03	1.46E-02	1.04E-03	2.35E-02	8.71E-04	2.66E-02	1.47E-03	2.04E-02	6.80E-04	3.02E-02
1.00E-04	7.72E-04	2.74E-02	1.46E-03	2.00E-02	5.81E-04	3.18E-02	4.47E-04	3.68E-02	7.82E-04	2.81E-02	3.29E-04	4.28E-02
1.00E-03	3.45E-03	1.28E-02	6.57E-03	9.30E-03	2.54E-03	1.50E-02	1.92E-03	1.80E-02	3.16E-03	1.40E-02	1.24E-03	2.23E-02
1.00E-02	1.35E-02	6.10E-03	2.50E-02	4.50E-03	9.56E-03	7.20E-03	2.29E-03	1.67E-02	3.79E-03	1.29E-02	1.56E-03	2.01E-02
1.00E-01	2.21E-02	5.50E-03	4.10E-02	4.10E-03	1.64E-02	6.40E-03	2.10E-03	1.86E-02	3.51E-03	1.44E-02	1.41E-03	2.26E-02
1.00E+00	1.85E-02	6.70E-03	3.43E-02	5.00E-03	1.36E-02	7.80E-03	1.32E-03	2.49E-02	2.33E-03	1.88E-02	8.51E-04	3.10E-02
2.00E+00	7.98E-04	3.33E-02	1.42E-03	2.48E-02	4.19E-04	4.57E-02	2.93E-05	1.73E-01	3.55E-05	1.54E-01	1.22E-05	2.70E-01
2.00E+01	1.75E-04	7.04E-02	2.68E-04	5.67E-02	6.66E-05	1.14E-01	4.25E-06	3.92E-01	5.03E-06	4.15E-01	2.00E-06	6.05E-01

\*I gruppi angolari sono suddivisi per il valore del coseno dell'angolo tra la normale alla superficie di misura della corrente neutronica e la traiettoria dei neutroni della popolazione campione che attraversano la superficie di misura.

\*\* Limite superiore dei gruppi energetici della corrente neutronica.

Va tenuto conto del fatto che MCNPX esprime i risultati come stime di probabilità condizionate e per questo i risultati sono normalizzati ad una intensità unitaria della sorgente. I dati di corrente neutronica riportati in Tabella 5 quindi non sono altro l'espressione della probabilità che un neutrone generato nel nocciolo di TAPIRO attraversi la superficie FF con una data energia e direzione. Questa stima di densità di probabilità viene impiegata per costruire la sorgente superficiale SS (vedi fig. 4b).

Nel problema ridotto la sorgente SS verrà campionata per selezionare la popolazione di neutroni che con la simulazione consentiranno di stimare il valore dei flussi nelle posizioni selezionate. Durante tale processo il codice normalizzerà di nuovo i risultati e i valori ottenuti saranno compresi tra 0 ed 1. In realtà i neutroni che, nel problema ridotto, partono dalla sorgente SS sono originati nel nocciolo di TAPIRO e quindi il loro peso statistico va ricondotto a quello che avrebbero nel problema originale. Per trovare un opportuno fattore di normalizzazione vengono eseguiti sia i calcoli relativi al problema ridotto sia quelli relativi al problema completo per stimare i flussi neutronici su una stessa serie di superfici (vedi Tabella 6a).

In Tabella 6b vengono riportati il rapporto tra il flussi ottenuti con il sistema completo sul flusso ottenuto con il sistema ridotto ( $\Phi_c/\Phi_r$ ) per intervalli energetici su 6 superfici piane posizionate ad intervalli regolari nella colonna termica.

Il rapporto  $\Phi_c/\Phi_r$  risulta essere sufficientemente stabile e poco disperso attorno al suo valor medio nei vari gruppi energetici da poter essere considerato come un buon fattore di normalizzazione.

Simulazioni Monte Carlo di Misure Spettrali nelle Interfacce Grafite/Urano e  
Grafite/Ferro nella Colonna Termica del Reattore Sorgente Veloce TAPIRO

Tabella 6a. Confronto tra i flussi ottenuti in colonna termica dopo lo strato di grafite su superficie successive sia con il modello completo di Tapiro che con il modello ridotto.

Caso completo												
Superfici	222		333		444		555		666		888	
Gruppo E [MeV]	Flusso $\Phi_c$ [n cm <sup>-2</sup> s <sup>-1</sup> s.p]	Err%	Flusso $\Phi_c$ [n cm <sup>-2</sup> s <sup>-1</sup> s.p]	Err%	Flusso $\Phi_c$ [n cm <sup>-2</sup> s <sup>-1</sup> s.p]	Err%	Flusso $\Phi_c$ [n cm <sup>-2</sup> s <sup>-1</sup> s.p]	Err%	Flusso $\Phi_c$ [n cm <sup>-2</sup> s <sup>-1</sup> s.p]	Err%	Flusso $\Phi_c$ [n cm <sup>-2</sup> s <sup>-1</sup> s.p]	Err%
5.00E-07	1.35E-06	0.003	1.17E-06	0.002	1.01E-06	0.002	8.79E-07	0.003	7.71E-07	0.003	5.32E-07	0.003
5.00E-06	9.17E-07	0.004	8.26E-07	0.003	7.47E-07	0.003	6.77E-07	0.003	6.16E-07	0.004	4.65E-07	0.004
1.00E-05	3.33E-07	0.006	3.04E-07	0.005	2.80E-07	0.005	2.56E-07	0.006	2.37E-07	0.006	1.84E-07	0.007
5.00E-05	8.95E-07	0.004	8.30E-07	0.003	7.62E-07	0.003	6.98E-07	0.004	6.43E-07	0.004	5.03E-07	0.004
1.00E-04	4.40E-07	0.005	4.05E-07	0.005	3.73E-07	0.005	3.41E-07	0.005	3.15E-07	0.005	2.46E-07	0.006
1.00E-03	1.71E-06	0.003	1.57E-06	0.002	1.43E-06	0.002	1.30E-06	0.003	1.19E-06	0.003	9.11E-07	0.003
1.00E-02	1.73E-06	0.003	1.60E-06	0.002	1.46E-06	0.002	1.32E-06	0.003	1.20E-06	0.003	8.81E-07	0.003
1.00E-01	1.12E-06	0.004	1.03E-06	0.003	9.43E-07	0.003	8.54E-07	0.003	7.71E-07	0.003	5.59E-07	0.004
1.00E+00	4.34E-07	0.006	4.06E-07	0.005	3.75E-07	0.005	3.43E-07	0.005	3.12E-07	0.006	2.32E-07	0.007
2.00E+00	2.44E-08	0.024	2.26E-08	0.020	2.08E-08	0.020	1.92E-08	0.023	1.71E-08	0.023	1.26E-08	0.024
2.00E+01	7.20E-09	0.040	6.72E-09	0.035	6.18E-09	0.034	5.68E-09	0.035	5.30E-09	0.037	3.77E-09	0.042
Caso ridotto												
Superfici	222		333		444		555		666		888	
Gruppo E [MeV]	Flusso $\Phi_r$ [n cm <sup>-2</sup> s <sup>-1</sup> s.p]	Err%	Flusso $\Phi_r$ [n cm <sup>-2</sup> s <sup>-1</sup> s.p]	Err%	Flusso $\Phi_r$ [n cm <sup>-2</sup> s <sup>-1</sup> s.p]	Err%	Flusso $\Phi_r$ [n cm <sup>-2</sup> s <sup>-1</sup> s.p]	Err%	Flusso $\Phi_r$ [n cm <sup>-2</sup> s <sup>-1</sup> s.p]	Err%	Flusso $\Phi_r$ [n cm <sup>-2</sup> s <sup>-1</sup> s.p]	Err%
5.00E-07	7.46E-06	0.005	6.34E-06	0.004	5.43E-06	0.004	4.74E-06	0.004	4.16E-06	0.005	2.90E-06	0.006
5.00E-06	5.81E-06	0.006	5.15E-06	0.005	4.57E-06	0.005	4.12E-06	0.006	3.71E-06	0.006	2.82E-06	0.007
1.00E-05	2.15E-06	0.009	1.95E-06	0.009	1.73E-06	0.009	1.56E-06	0.009	1.44E-06	0.010	1.13E-06	0.011
5.00E-05	5.64E-06	0.006	5.12E-06	0.005	4.68E-06	0.006	4.27E-06	0.006	3.91E-06	0.006	3.01E-06	0.007
1.00E-04	2.79E-06	0.008	2.52E-06	0.008	2.28E-06	0.008	2.08E-06	0.008	1.88E-06	0.009	1.45E-06	0.010
1.00E-03	1.07E-05	0.004	9.55E-06	0.004	8.61E-06	0.004	7.81E-06	0.004	7.11E-06	0.004	5.45E-06	0.005
1.00E-02	1.16E-05	0.004	1.03E-05	0.004	9.16E-06	0.004	8.21E-06	0.004	7.38E-06	0.004	5.49E-06	0.005
1.00E-01	9.08E-06	0.005	8.03E-06	0.004	7.12E-06	0.004	6.33E-06	0.004	5.69E-06	0.005	4.13E-06	0.005
1.00E+00	6.29E-06	0.006	5.58E-06	0.005	4.95E-06	0.005	4.46E-06	0.006	3.96E-06	0.006	2.96E-06	0.007
2.00E+00	2.13E-07	0.028	1.82E-07	0.025	1.63E-07	0.025	1.45E-07	0.025	1.34E-07	0.027	9.72E-08	0.034
2.00E+01	8.62E-08	0.040	7.72E-08	0.035	6.76E-08	0.036	5.99E-08	0.037	5.34E-08	0.039	3.80E-08	0.045



Simulazioni Monte Carlo di Misure Spettrali nelle Interfacce Grafite/Uranio e  
Grafite/Ferro nella Colonna Termica del Reattore Sorgente Veloce TAPIRO

**Tabella 6b. Rapporto tra flussi stimati nel sistema completo e ridotto su varie superfici piane lungo il vano colonna termica.**

Superfici	222	333	444	555	666	888	media	Dev Std
E (MeV)	$\Phi_c/\Phi_r$	$\Phi_c/\Phi_r$	$\Phi_c/\Phi_r$	$\Phi_c/\Phi_r$	$\Phi_c/\Phi_r$	$\Phi_c/\Phi_r$	$\Phi_c/\Phi_r$	$\Phi_c/\Phi_r$
5.00E-07	1.81E-01	1.84E-01	1.86E-01	1.85E-01	1.86E-01	1.84E-01	1.84E-01	1.76E-03
5.00E-06	1.58E-01	1.61E-01	1.63E-01	1.64E-01	1.66E-01	1.65E-01	1.63E-01	3.06E-03
1.00E-05	1.55E-01	1.55E-01	1.62E-01	1.64E-01	1.65E-01	1.64E-01	1.61E-01	4.49E-03
5.00E-05	1.59E-01	1.62E-01	1.63E-01	1.63E-01	1.64E-01	1.67E-01	1.63E-01	2.75E-03
1.00E-04	1.58E-01	1.61E-01	1.64E-01	1.64E-01	1.67E-01	1.70E-01	1.64E-01	4.43E-03
1.00E-03	1.60E-01	1.64E-01	1.66E-01	1.67E-01	1.67E-01	1.67E-01	1.65E-01	2.88E-03
1.00E-02	1.49E-01	1.55E-01	1.60E-01	1.61E-01	1.62E-01	1.61E-01	1.58E-01	5.01E-03
1.00E-01	1.23E-01	1.29E-01	1.33E-01	1.35E-01	1.36E-01	1.35E-01	1.32E-01	5.01E-03
1.00E+00	6.91E-02	7.28E-02	7.56E-02	7.69E-02	7.88E-02	7.85E-02	7.53E-02	3.74E-03
2.00E+00	1.15E-01	1.25E-01	1.28E-01	1.32E-01	1.28E-01	1.29E-01	1.26E-01	6.13E-03
2.00E+01	8.35E-02	8.70E-02	9.15E-02	9.47E-02	9.93E-02	9.90E-02	9.25E-02	6.44E-03

#### 4.2 Moderazione dello spettro all'imbocco della colonna termica.

L'analisi dell'esperienza dovrà essere eseguita con una distribuzione energetica dei neutroni compatibile con quella VHTGR. Tra i materiali presi in esame il maggior effetto sul flusso viene operato dall'isotopo  $^{238}\text{U}$  che presenta la più elevata sezione di cattura  $n,\gamma$  come testimoniano le sue righe di risonanza (vedi figura 5) tra i 6 eV e le decine di keV con sezioni d'urto che raggiungono valori dell'ordine di 5000 barn. Sarà necessario quindi moderare lo spettro della sorgente neutronica del sistema fino ad ottenere una frazione significativa di neutroni epitermici compresi entro queste bande di energia.

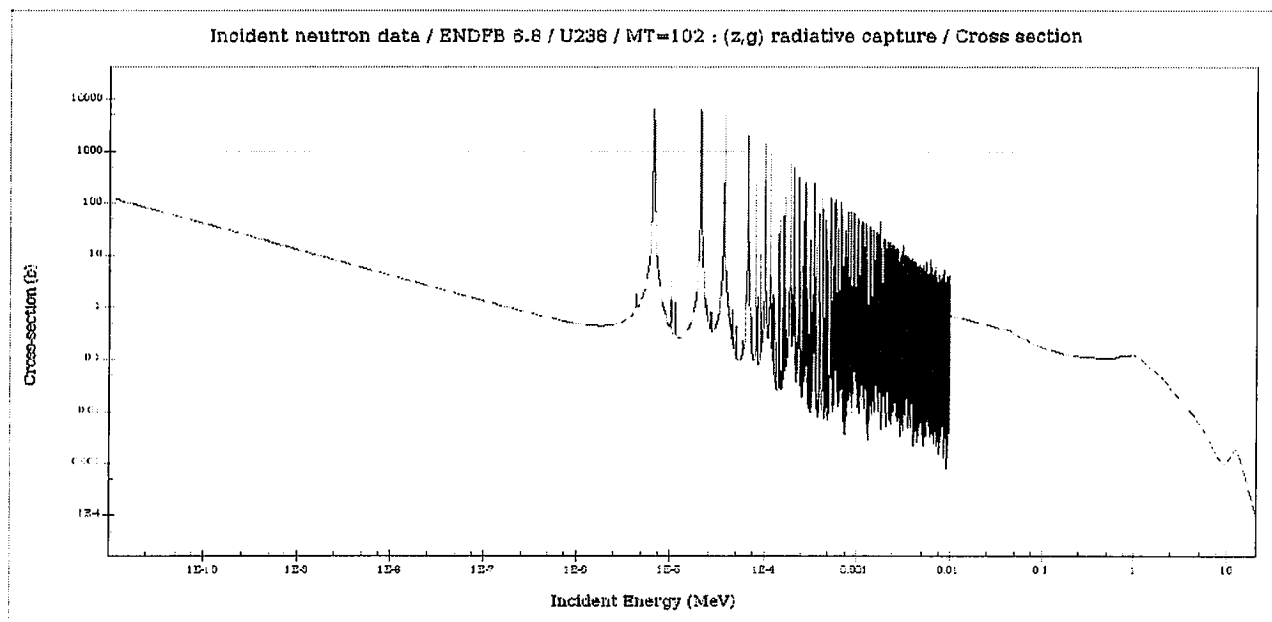


Figura 5. Sezione d'urto dell'Uranio-238 in funzione dell'energia del neutrone incidente per la reazione di cattura  $n, \gamma$  (dati ENDFB 6.8).

Si è deciso quindi di procedere a una simulazione in cui l'andamento spettrale e di intensità di flusso vengono stimati ad intervalli di 10 cm di spessore su delle superficie interne ad un ipotetico blocco di grafite che occupa il vano colonna termica di Tapiro. I dati di progressiva termalizzazione e decremento della intensità del flusso neutronico sono riportate in Tabella 7. Mediante l'uso di un blocco di 40 cm di spessore è possibile realizzare un flusso con circa il 92% di componente termica/epitermica ed un'intensità pari al 50% di quella originale.

Simulazioni Monte Carlo di Misure Spettrali nelle Interfacce Grafite/Uranio e  
Grafite/Ferro nella Colonna Termica del Reattore Sorgente Veloce TAPIRO

*Tabella 7. Crescita del flusso termico e progressivo decremento dell'intensità totale per il trasporto di neutroni in grafite nel problema ridotto.*

Graphite Thickness [cm]	Neutron flux (0 - 10 KeV) [n cm <sup>-2</sup> s.p.]	Spectral Ratio	Total neutron Flux (0 - 20 MeV) [n cm <sup>-2</sup> s.p.]	Flux decrement (%) <sup>+</sup>
10	2.35E-04	3.93E-01	5.98E-04	1.00E+00
20	4.01E-04	6.52E-01	6.16E-04	1.03E+00
30	4.10E-04	8.24E-01	4.98E-04	8.32E-01
40	3.51E-04	9.25E-01	3.80E-04	6.36E-01
50	2.72E-04	9.70E-01	2.80E-04	4.68E-01
60	2.01E-04	9.89E-01	2.03E-04	3.39E-01
70	1.44E-04	9.97E-01	1.45E-04	2.42E-01
80	1.03E-04	9.99E-01	1.03E-04	1.72E-01
90	7.33E-05	9.99E-01	7.34E-05	1.23E-01
100	5.10E-05	1.00E+00	5.10E-05	8.53E-02
110	3.57E-05	1.00E+00	3.57E-05	5.97E-02
120	2.53E-05	1.00E+00	2.53E-05	4.23E-02
130	1.80E-05	1.00E+00	1.80E-05	3.01E-02
140	1.22E-05	1.00E+00	1.22E-05	2.04E-02
150	8.71E-06	1.00E+00	8.71E-06	1.46E-02

<sup>+</sup>Decremento percentuale del flusso rispetto al valore nel punto a 10 cm dall'imbocco della colonna termica.

## 5. Transizione verso un Mock-up Sperimentale

Come evidenziato nel paragrafo precedente, una distribuzione energetica dei neutroni che sia compatibile con il VHTGR si ottiene moderando il flusso entrante nel vano colonna termica con 40 cm di grafite. Nella realizzazione pratica le dimensioni del buffer saranno limitate alla zona di massimo flusso intorno all'asse dell'imboccatura della colonna (vedi fig. 6) e circonda interamente le sezioni di prova di Uranio e Ferro per permettere una termalizzazione ancora più spinta. Al fine di valutare i soli contributi di flusso provenienti dalla porzione di sorgente allineata con la scatola di grafite quest'ultima sarà circondata da elementi di paraffina borata.

Il modello Monte Carlo del manufatto è basato su una scatola di grafite di 32 x 40 x 40 cm<sup>3</sup> nel suo interno vi è una cavità di 2x20x20 cm<sup>3</sup> che può ospitare le sezioni di prova di Uranio e Ferro. La scatola di grafite è posta al centro dell'imboccatura del vano colonna termica, appoggiata al buffer di grafite che ha il compito di moderare lo spettro del TAPIRO. Su questo modello sono state eseguite delle stime di flusso con la cavità occupata da solo Uranio, solo Ferro ed infine con la cavità vuota. Lo schema di figura 7 riporta l'insieme delle tre interfacce che si sono così realizzate nei tre problemi.

La stima del flusso è stata sempre eseguita impiegando le tally F2 sulle tre superfici Grafite/Materiale, Materiale/Materiale e Materiale/Grafite. Le tabelle 8-10 riportano il confronto dei risultati nei punti di interfaccia (v. anche figure 8-10).

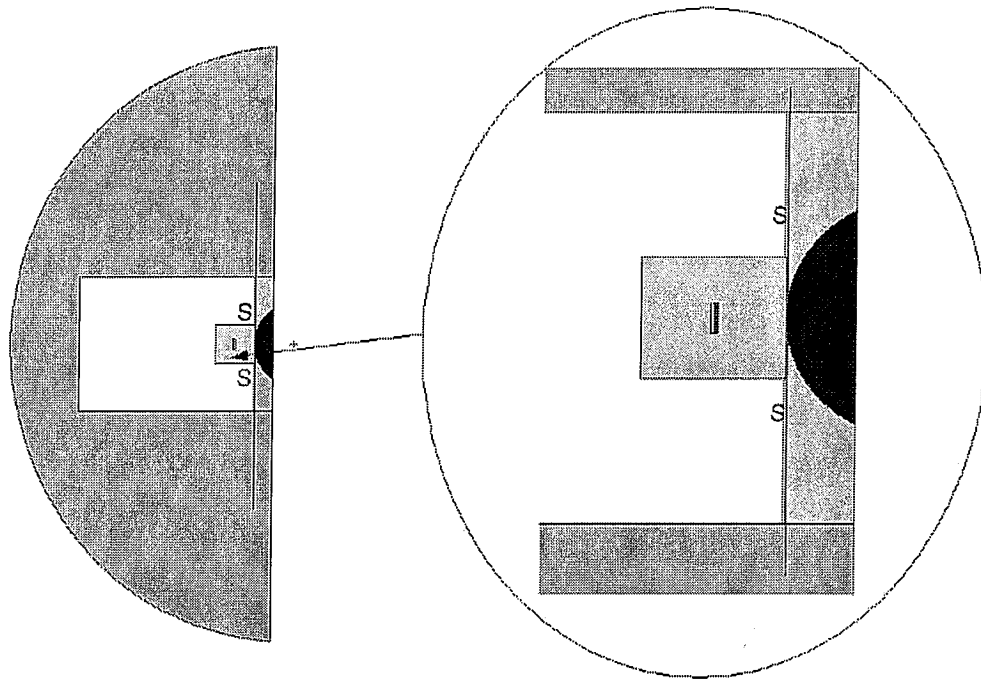


Figura 6. Ingegnerizzazione del sistema ridotto. Il sistema di slab contigue che prima occupava tutta la superficie laterale del vano colonna (Fig. 4) viene ridotto ad una scatola di grafite (materiale in verde figura ingrandita a destra) che avvolge totalmente due slab di ferro e uranio naturale (materiali rosso e giallo).

Simulazioni Monte Carlo di Misure Spettrali nelle Interfacce Grafite/Urano e  
Grafite/Ferro nella Colonna Termica del Reattore Sorgente Veloce TAPIRO

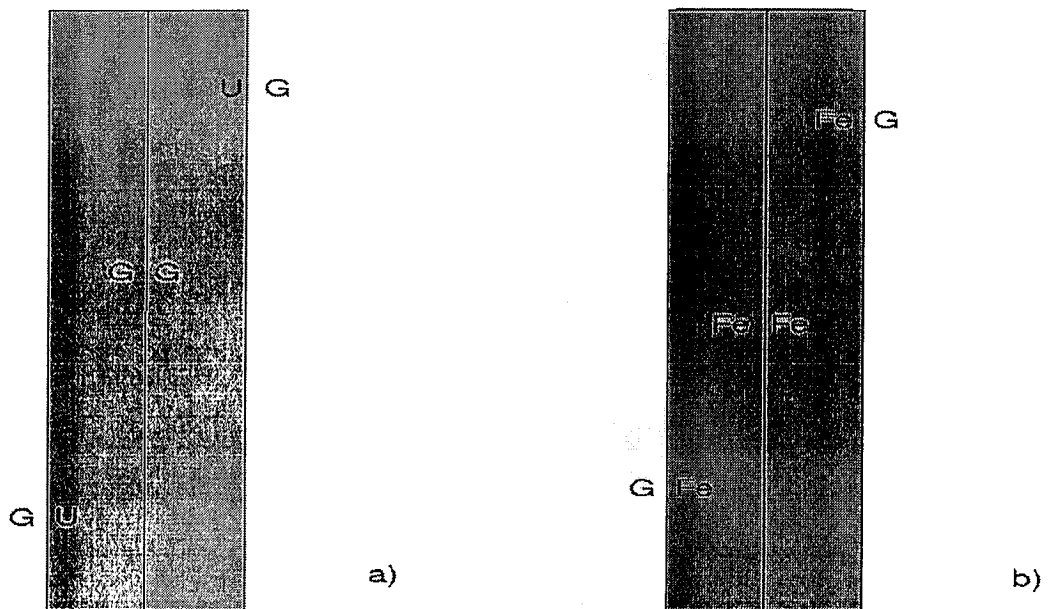


Figura 7. Ingrandimento della sezione di figura 5 che illustra la sequenza di interfacce nel caso Uranio - Grafite (a) e Ferro - Grafite (b).

Simulazioni Monte Carlo di Misure Spettrali nelle Interfacce Grafite/Uranio e  
Grafite/Ferro nella Colonna Termica del Reattore Sorgente Veloce TAPIRO

Tabella 8. Confronto del flusso neutronico e della sua distribuzione alla prima interfaccia nei tre casi simulati: Grafite-Uranio (G-U), Grafite-Ferro (G-Fe), Grafite-Vuoto (G-V).

Interfaccia	G-U		G-Fe		G-V	
	Flusso [n cm <sup>-2</sup> s.p.]	%Err.	Flusso [n cm <sup>-2</sup> s.p.]	%Err.	Flusso [n cm <sup>-2</sup> s.p.]	%Err.
5.00E-07	2.20E-06	0.01	2.66E-06	0.01	3.83E-06	0.01
1.00E-06	3.06E-07	0.02	3.69E-07	0.02	3.25E-07	0.02
8.00E-06	8.07E-07	0.01	1.13E-06	0.01	8.68E-07	0.01
1.00E-05	8.63E-08	0.04	1.22E-07	0.04	8.94E-08	0.04
5.00E-05	5.66E-07	0.02	8.54E-07	0.02	5.97E-07	0.02
1.00E-04	2.38E-07	0.03	3.24E-07	0.02	2.29E-07	0.03
1.00E-03	7.49E-07	0.02	8.79E-07	0.02	6.21E-07	0.02
1.00E-02	5.83E-07	0.02	5.82E-07	0.02	3.85E-07	0.02
1.00E-01	5.11E-07	0.02	2.56E-07	0.03	1.95E-07	0.03
1.00E+00	1.14E-06	0.01	1.05E-07	0.05	7.75E-08	0.04
2.00E+00	3.90E-07	0.02	4.84E-09	0.13	3.87E-09	0.13
2.00E+01	4.09E-07	0.02	3.69E-09	0.11	3.87E-09	0.13



Simulazioni Monte Carlo di Misure Spettrali nelle Interfacce Grafite/Uranio e  
Grafite/Ferro nella Colonna Termica del Reattore Sorgente Veloce TAPIRO

*Tabella 9. Confronto del flusso neutronico e della sua distribuzione alla seconda interfaccia nei tre casi simulati: Grafite-Uranio (U-U), Grafite-Ferro (Fe-Fe), Grafite-Vuoto (V-V).*

Interfaccia	U-U		Fe-Fe		V-V	
	Flusso [n cm <sup>-2</sup> s.p.]	%Err.	Flusso [n cm <sup>-2</sup> s.p.]	%Err.	Flusso [n cm <sup>-2</sup> s.p.]	%Err.
5.00E-07	1.03E-06	0.01	6.68E-07	0.01	3.69E-06	0.01
1.00E-06	2.00E-07	0.03	1.70E-07	0.03	3.08E-07	0.02
8.00E-06	5.20E-07	0.02	5.99E-07	0.02	8.31E-07	0.01
1.00E-05	5.03E-08	0.06	7.19E-08	0.05	8.14E-08	0.04
5.00E-05	3.23E-07	0.02	4.90E-07	0.02	5.70E-07	0.02
1.00E-04	1.46E-07	0.04	1.83E-07	0.04	2.05E-07	0.02
1.00E-03	4.43E-07	0.02	4.98E-07	0.03	5.73E-07	0.02
1.00E-02	3.48E-07	0.02	2.88E-07	0.03	3.36E-07	0.02
1.00E-01	4.23E-07	0.02	1.21E-07	0.05	1.83E-07	0.03
1.00E+00	1.34E-06	0.01	6.08E-08	0.05	6.81E-08	0.04
2.00E+00	4.48E-07	0.02	3.19E-09	0.17	3.58E-09	0.12
2.00E+01	4.70E-07	0.02	3.65E-09	0.22	4.32E-09	0.17

Simulazioni Monte Carlo di Misure Spettrali nelle Interfacce Grafite/Uranio e  
Grafite/Ferro nella Colonna Termica del Reattore Sorgente Veloce TAPIRO

Tabella 10. Confronto del flusso neutronico e della sua distribuzione alla terza interfaccia nei tre casi simulati: Uranio- Grafite (U-G), Ferro- Grafite (Fe-G), Vuoto—Grafite (V-G).

Interfaccia	U-G		Fe-G		V-G	
	Flusso [n cm <sup>-2</sup> s.p.]	%Err.	Flusso [n cm <sup>-2</sup> s.p.]	%Err.	Flusso [n cm <sup>-2</sup> s.p.]	%Err.
5.00E-07	1.14E-06	0.01	1.04E-06	0.01	3.68E-06	0.01
1.00E-06	1.73E-07	0.03	1.28E-07	0.03	3.00E-07	0.02
8.00E-06	4.03E-07	0.02	3.79E-07	0.02	7.93E-07	0.01
1.00E-05	3.57E-08	0.06	3.65E-08	0.06	8.02E-08	0.04
5.00E-05	2.58E-07	0.03	2.73E-07	0.03	5.32E-07	0.02
1.00E-04	1.10E-07	0.04	1.01E-07	0.04	1.97E-07	0.03
1.00E-03	3.38E-07	0.02	2.65E-07	0.03	5.36E-07	0.02
1.00E-02	2.75E-07	0.02	1.46E-07	0.04	3.24E-07	0.02
1.00E-01	3.54E-07	0.02	7.87E-08	0.06	1.72E-07	0.03
1.00E+00	9.45E-07	0.01	4.17E-08	0.06	7.06E-08	0.05
2.00E+00	3.16E-07	0.02	3.90E-09	0.27	4.10E-09	0.17
2.00E+01	3.01E-07	0.02	2.49E-09	0.26	4.02E-09	0.19

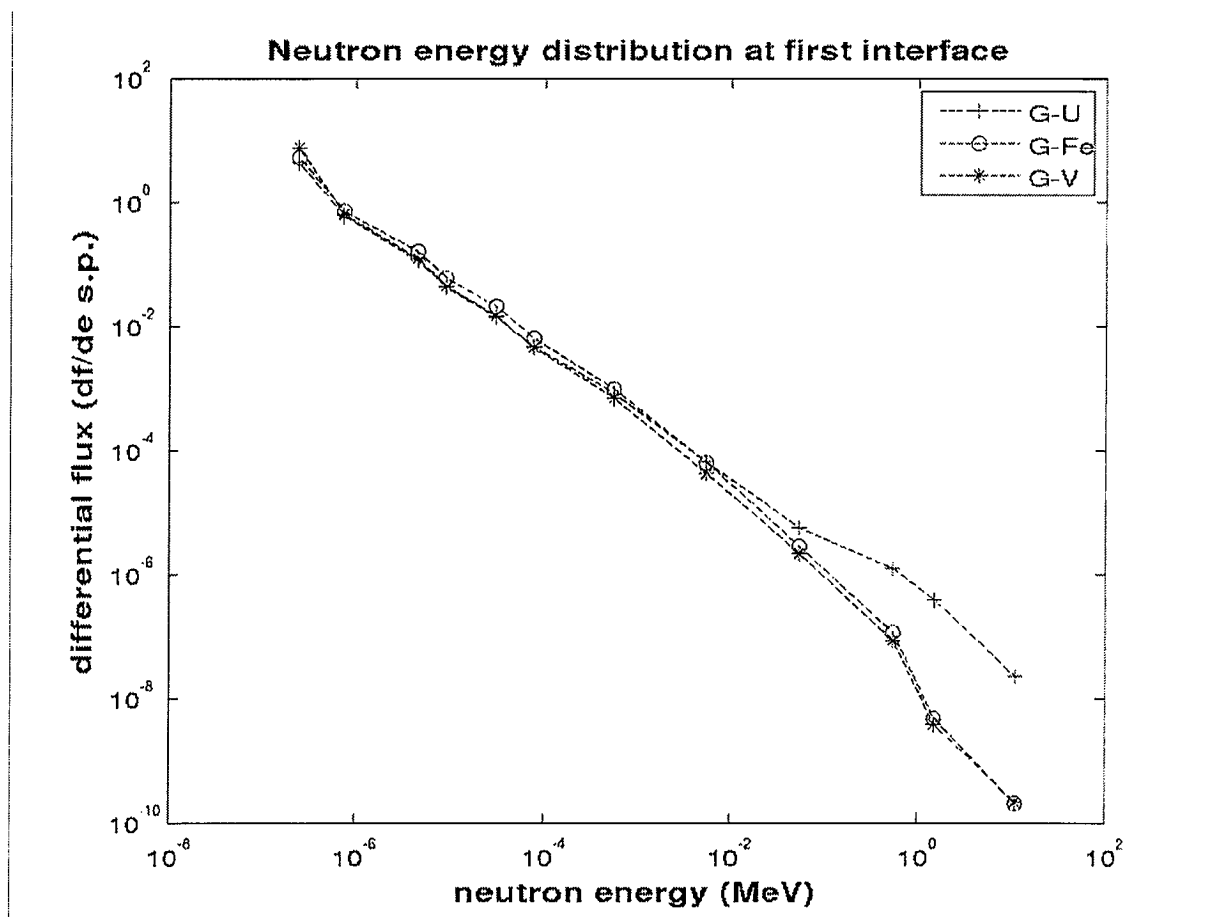


Figura 8. Andamento della distribuzione energetica del flusso alla prima interfaccia nei 3 casi (Vedi testo e Tabella 8).

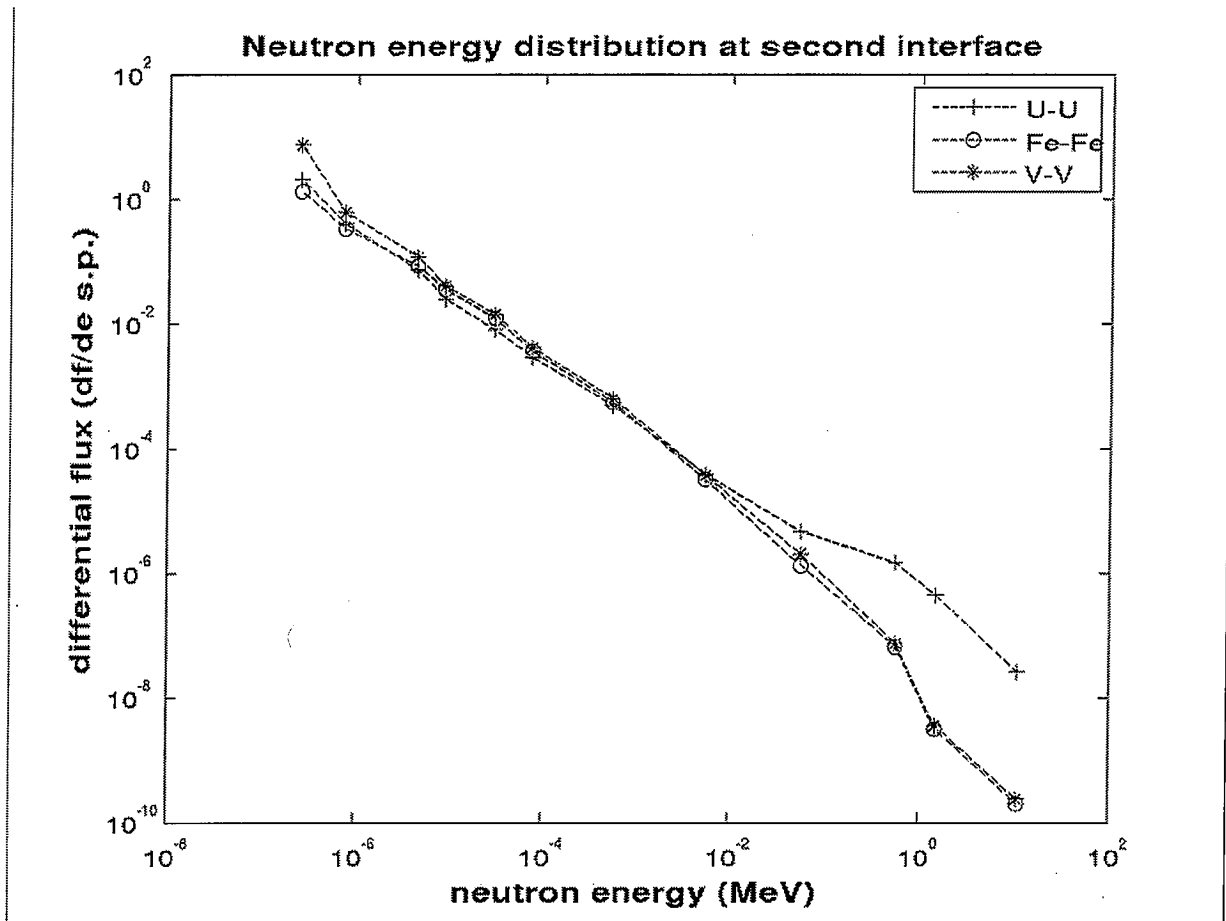


Figura 9. Andamento della distribuzione energetica del flusso alla seconda interfaccia nei 3 casi (Vedi testo e Tabella 9).

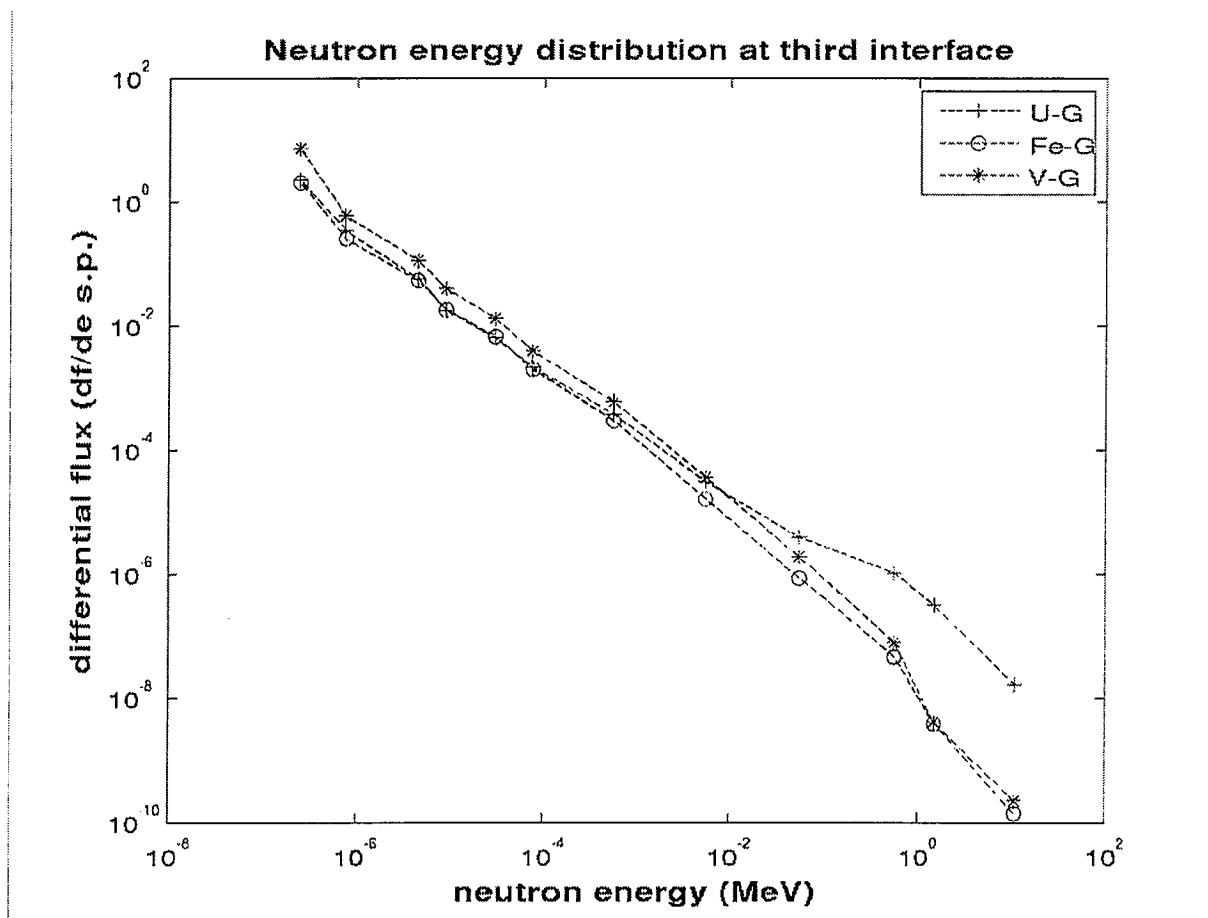


Figura 10. Andamento della distribuzione energetica del flusso alla terza interfaccia nei 3 casi (Vedi testo e Tabella 10).

Malgrado la grossolana suddivisione dei gruppi energetici si vede come il flusso alle interfacce in presenza di Uranio si differenzi nettamente dagli altri casi. Nella zona ad alta energie si assiste ad una crescita del flusso imputabile alle fissioni. La grande prevalenza di Uranio 238 dovrebbe portare ad una depressione di flusso in corrispondenza della zona della prima risonanza (1-9 eV) che non viene evidenziata a questo livello di risoluzione della tally. Nel caso del Ferro invece il leggero innalzamento del flusso ad alta energia è pienamente giustificato dalle reazioni  $n,xn$ . Al fine di verificare la risoluzione minima dei gruppi energetici necessaria per evidenziare gli effetti delle risonanze sono state eseguite una serie di simulazioni in cui il flusso neutronico alla seconda interfaccia di ciascun problema è stato stimato con diversi assetti del numero di gruppi energetici. La tabella 11 riporta il confronto ad 80 gruppi per le interfacce G-V, G-U e G-Fe. Questi spettri sono stati ottenuti in un volume equivalente a quello dei fogli metallici che sono stati impiegati nelle simulazioni per la valutazione di tassi di reazioni di Au, Al, Mo e Ni (raggio 0.3 cm e 20  $\mu$  di spessore) con una statistica molto elevata. Nella zona tra 1 e 10 eV la simulazione riporta chiaramente la depressione di flusso in Uranio imputabile alla prima risonanza di cattura dell'Uranio-238.

Simulazioni Monte Carlo di Misure Spettrali nelle Interfacce Grafite/Uranio e  
Grafite/Ferro nella Colonna Termica del Reattore Sorgente Veloce TAPIRO

**Tabella 11. Confronto del flusso neutronico e della sua distribuzione alla seconda interfaccia nei tre casi simulati: Grafite - Uranio (U-U), Grafite - Ferro (Fe-Fe), Grafite - Vuoto (V-V).**

Interfaccia	G-U		G-Fe		G-V	
	Energia [MeV]	Flusso [n cm <sup>-2</sup> s.p.]	%Err.	Flusso [n cm <sup>-2</sup> s.p.]	%Err.	Flusso [n cm <sup>-2</sup> s.p.]
1.00E-08	0.00E+00	0.00E+00	1.15E-08	0.46	3.01E-07	0.14
1.00E-07	0.00E+00	0.00	1.37E-06	0.11	5.07E-06	0.04
1.00E-06	8.64E-08	0.31	2.80E-06	0.07	4.33E-06	0.04
2.00E-06	1.04E-07	0.17	7.73E-07	0.09	8.93E-07	0.09
*3.00E-06	5.75E-08	0.25	6.85E-07	0.17	4.62E-07	0.12
*4.00E-06	4.45E-08	0.31	3.56E-07	0.14	3.38E-07	0.13
*5.00E-06	1.69E-09	1.00	4.42E-07	0.19	2.78E-07	0.18
*6.00E-06	<1.00E-10	1.00	3.84E-07	0.24	1.43E-07	0.20
*7.00E-06	2.60E-08	0.37	1.95E-07	0.20	1.40E-07	0.20
*8.00E-06	2.81E-08	0.43	1.97E-07	0.20	1.25E-07	0.25
*9.00E-06	7.86E-08	0.22	1.33E-07	0.21	1.37E-07	0.21
1.00E-05	7.70E-08	0.29	1.78E-07	0.24	1.47E-07	0.21
2.00E-05	7.29E-07	0.16	1.05E-06	0.12	7.14E-07	0.09
3.00E-05	2.81E-07	0.15	4.68E-07	0.15	5.10E-07	0.11
4.00E-05	1.59E-07	0.18	4.32E-07	0.24	3.03E-07	0.15
5.00E-05	9.83E-08	0.22	1.92E-07	0.18	1.97E-07	0.17
6.00E-05	1.26E-07	0.20	3.40E-07	0.27	1.81E-07	0.19
7.00E-05	1.31E-07	0.23	4.06E-07	0.44	1.63E-07	0.20
8.00E-05	1.00E-07	0.31	1.40E-07	0.22	1.20E-07	0.25
9.00E-05	1.37E-07	0.43	2.47E-07	0.24	1.39E-07	0.25
1.00E-04	4.00E-08	0.38	1.22E-07	0.24	1.49E-07	0.25
2.00E-04	4.31E-07	0.13	8.06E-07	0.14	7.93E-07	0.10
3.00E-04	1.93E-07	0.20	3.83E-07	0.14	3.45E-07	0.15
4.00E-04	1.32E-07	0.27	2.08E-07	0.22	2.80E-07	0.17
5.00E-04	1.04E-07	0.25	1.89E-07	0.22	1.37E-07	0.22
6.00E-04	7.65E-08	0.25	2.46E-07	0.22	1.40E-07	0.25
7.00E-04	9.58E-08	0.21	2.37E-07	0.31	9.00E-08	0.25
8.00E-04	5.42E-08	0.29	9.70E-08	0.26	8.04E-08	0.25
9.00E-04	2.40E-08	0.43	1.76E-07	0.29	9.70E-08	0.31
1.00E-03	5.27E-08	0.31	3.76E-08	0.38	8.74E-08	0.33
2.00E-03	4.05E-07	0.15	5.70E-07	0.13	3.87E-07	0.13
3.00E-03	1.43E-07	0.25	2.22E-07	0.17	2.30E-07	0.22
4.00E-03	1.28E-07	0.25	1.47E-07	0.26	1.02E-07	0.30

Simulazioni Monte Carlo di Misure Spettrali nelle Interfacce Grafite/Uranio e  
Grafite/Ferro nella Colonna Termica del Reattore Sorgente Veloce TAPIRO

5.00E-03	6.41E-08	0.34	1.61E-07	0.27	1.12E-07	0.25
6.00E-03	9.93E-08	0.26	1.47E-07	0.32	6.44E-08	0.31
7.00E-03	5.19E-08	0.31	1.28E-07	0.31	7.19E-08	0.48
8.00E-03	1.07E-07	0.72	2.52E-08	0.46	4.32E-08	0.38
9.00E-03	3.48E-08	0.31	3.66E-08	0.40	3.99E-08	0.38
1.00E-02	2.96E-08	0.42	0.00E+00	0.00	2.95E-08	0.42
2.00E-02	2.22E-07	0.20	2.94E-07	0.16	2.72E-07	0.16
3.00E-02	1.30E-07	0.23	9.42E-08	0.25	1.71E-07	0.26
4.00E-02	6.28E-08	0.34	6.96E-08	0.39	6.40E-08	0.32
5.00E-02	1.04E-07	0.35	4.71E-08	0.51	5.58E-08	0.36
6.00E-02	1.21E-07	0.36	3.74E-08	0.36	4.11E-08	0.42
7.00E-02	3.06E-08	0.35	4.92E-09	1.00	2.27E-08	0.73
8.00E-02	1.41E-08	0.60	2.35E-08	0.46	8.98E-09	0.71
9.00E-02	3.82E-08	0.37	2.55E-08	0.46	4.16E-08	0.36
1.00E-01	3.86E-08	0.41	6.50E-08	0.66	2.38E-08	0.46
2.00E-01	1.81E-07	0.19	6.49E-08	0.36	1.60E-07	0.22
3.00E-01	1.03E-07	0.25	4.88E-08	0.40	5.69E-08	0.30
4.00E-01	5.17E-08	0.31	1.05E-08	0.71	3.19E-08	0.42
5.00E-01	1.89E-07	0.77	8.80E-09	0.71	9.08E-09	0.71
6.00E-01	3.19E-08	0.36	1.94E-08	0.51	1.49E-08	0.60
7.00E-01	3.40E-08	0.38	<1.00E-10	1.00	<1.00E-10	1.00
8.00E-01	2.28E-08	0.38	<1.00E-10	1.00	<1.00E-10	1.00
9.00E-01	3.88E-09	0.72	<1.00E-10	1.00	7.50E-09	0.71
1.00E+00	6.42E-09	0.81	<1.00E-10	1.00	<1.00E-10	1.00
2.00E+00	1.02E-07	0.20	8.65E-09	0.71	1.72E-08	0.50
3.00E+00	6.78E-08	0.29	1.44E-08	0.59	1.64E-08	0.58
4.00E+00	3.48E-08	0.37	<1.00E-10	1.00	<1.00E-10	1.00
5.00E+00	1.73E-08	0.46	3.55E-09	1.00	3.55E-09	1.00
6.00E+00	6.38E-09	0.71	3.46E-09	1.00	3.40E-09	1.00
7.00E+00	4.83E-09	0.74	<1.00E-10	1.00	4.05E-09	1.00
8.00E+00	<1.00E-10	1.00	<1.00E-10	1.00	<1.00E-10	1.00
9.00E+00	<1.00E-10	1.00	<1.00E-10	1.00	<1.00E-10	1.00
1.00E+01	<1.00E-10	1.00	<1.00E-10	1.00	<1.00E-10	1.00
1.10E+01	<1.00E-10	1.00	<1.00E-10	1.00	<1.00E-10	1.00
1.20E+01	2.69E-09	1.00	2.69E-09	1.00	8.23E-09	0.75
1.30E+01	<1.00E-10	1.00	<1.00E-10	1.00	<1.00E-10	1.00
1.40E+01	<1.00E-10	1.00	<1.00E-10	1.00	<1.00E-10	1.00
1.50E+01	<1.00E-10	1.00	<1.00E-10	1.00	<1.00E-10	1.00



Simulazioni Monte Carlo di Misure Spettrali nelle Interfacce Grafite/Uranio e  
Grafite/Ferro nella Colonna Termica del Reattore Sorgente Veloce TAPIRO

1.60E+01	<1.00E-10	1.00	<1.00E-10	1.00	<1.00E-10	1.00
1.70E+01	<1.00E-10	1.00	<1.00E-10	1.00	<1.00E-10	1.00
1.80E+01	8.21E-09	1.00	<1.00E-10	1.00	<1.00E-10	1.00
1.90E+01	<1.00E-10	1.00	<1.00E-10	1.00	<1.00E-10	1.00
2.00E+01	<1.00E-10	1.00	<1.00E-10	1.00	<1.00E-10	1.00

## **6. Stime delle Reazioni a Soglia e Unfolding dello Spettro Neutronico**

Al fine di avere elementi utili per verificare le possibilità di misura del flusso sulle interfacce di interesse sono stati valutati i tassi di reazione ottenibili per irraggiamento di fogli metallici nelle posizioni di seconda interfaccia dei 3 sistemi esaminati. La tabella 12 riporta le caratteristiche e le dimensioni dei fogli impiegati.

I metalli sono introdotti, al centro della superficie di interfaccia di separazione dei mezzi, sotto forma di dischi sottili di 0.3 cm di raggio e 20  $\mu$  di spessore in modo da rendere minima la distorsione di flusso. La tabella 13 riporta i tassi di reazione ottenuti nelle simulazioni.

Le figure 11-13 invece riportano il confronto tra lo spettro stimato all'interfaccia U-U, Fe-Fe e V-V e quelli ricostruiti mediante tecniche di unfolding (v. Appendice B sulla base dei tassi di reazione indicati nella Tabella 13).

**Tabella 12. Reazioni impiegate nelle simulazioni**

Reazione	Soglia Energetica	Emivita	Densità (g/cm <sup>3</sup> )	Peso Atomico (U.M.A.)
$^{197}\text{Au}(n,g)^{198}\text{Au}$	0.025 eV	2.696 d	19.3	196.9665
$^{109}\text{Ag}(n,g)^{110m}\text{Ag}$	0.025 eV	249.75 d	10.53	107.8682
$^{98}\text{Mo}(n,g)^{99}\text{Mo}$	480 eV	2.7475 d	10.22	95.94
$^{58}\text{Ni}(n,p)^{58}\text{Co}$	2.8MeV	70.9160 d	8.908	58.6934
$^{27}\text{Al}(n,\alpha)^{24}\text{Na}$	7.2 MeV	14.659 h	2.708	26.9815
$^{58}\text{Ni}(n,2n)^{57}\text{Ni}$	13.5 MeV	1.48 d	8.908	58.6934

Simulazioni Monte Carlo di Misure Spettrali nelle Interfacce Grafite/Urano e  
Grafite/Ferro nella Colonna Termica del Reattore Sorgente Veloce TAPIRO

*Tabella 13. Stima delle reazioni alle seconde interfacce dei tre problemi.*

Interfacce		G-U		G-Fe		G-V	
Reazione	Soglia Energetica	Attività a Saturazione [atomi cm-3 s.p.]	%Err	Attività a Saturazione [atomi cm-3 s.p.]	%Err	Attività a Saturazione [atomi cm-3 s.p.]	%Err
$^{197}\text{Au}(n,g)^{198}\text{Au}$	0.025 eV	3.44E-06	0.17	6.02E-05	0.13	8.32E-05	0.11
$^{98}\text{Mo}(n,g)^{99}\text{Mo}$	480 eV	5.96E-08	0.06	1.15E-07	0.06	9.72E-08	0.04
$^{58}\text{Ni}(n,p)^{58}\text{Co}$	2.8 MeV	2.16E-09	0.19	4.10E-10	0.47	7.91E-10	0.40
$^{27}\text{Al}(n,a)^{24}\text{Na}$	7.2 MeV	5.68E-11	0.69	1.78E-11	0.98	5.76E-11	0.70
$^{58}\text{Ni}(n,2n)^{57}\text{Ni}$	13.5 MeV	3.50E-11	1.00	0.00E+00	0.00	0.00E+00	0.00

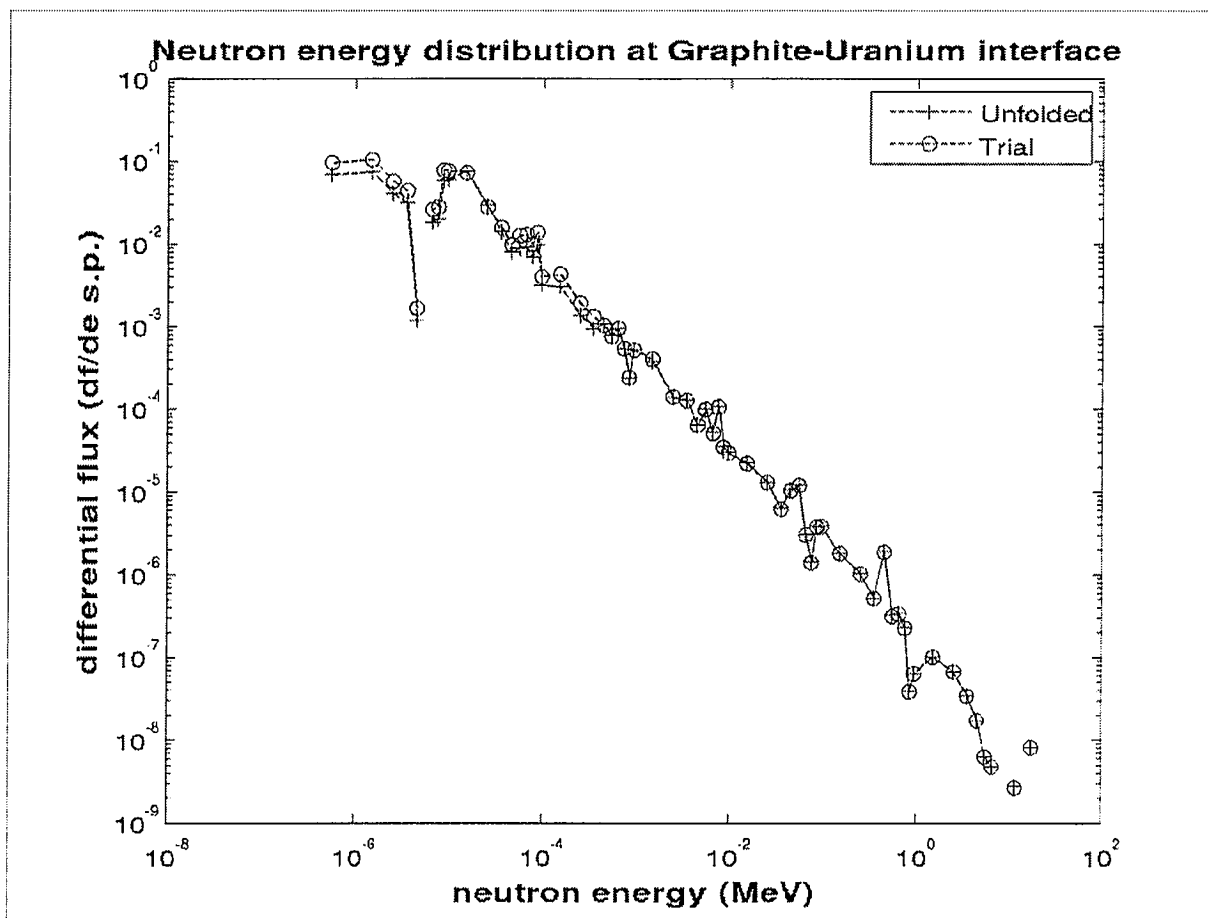
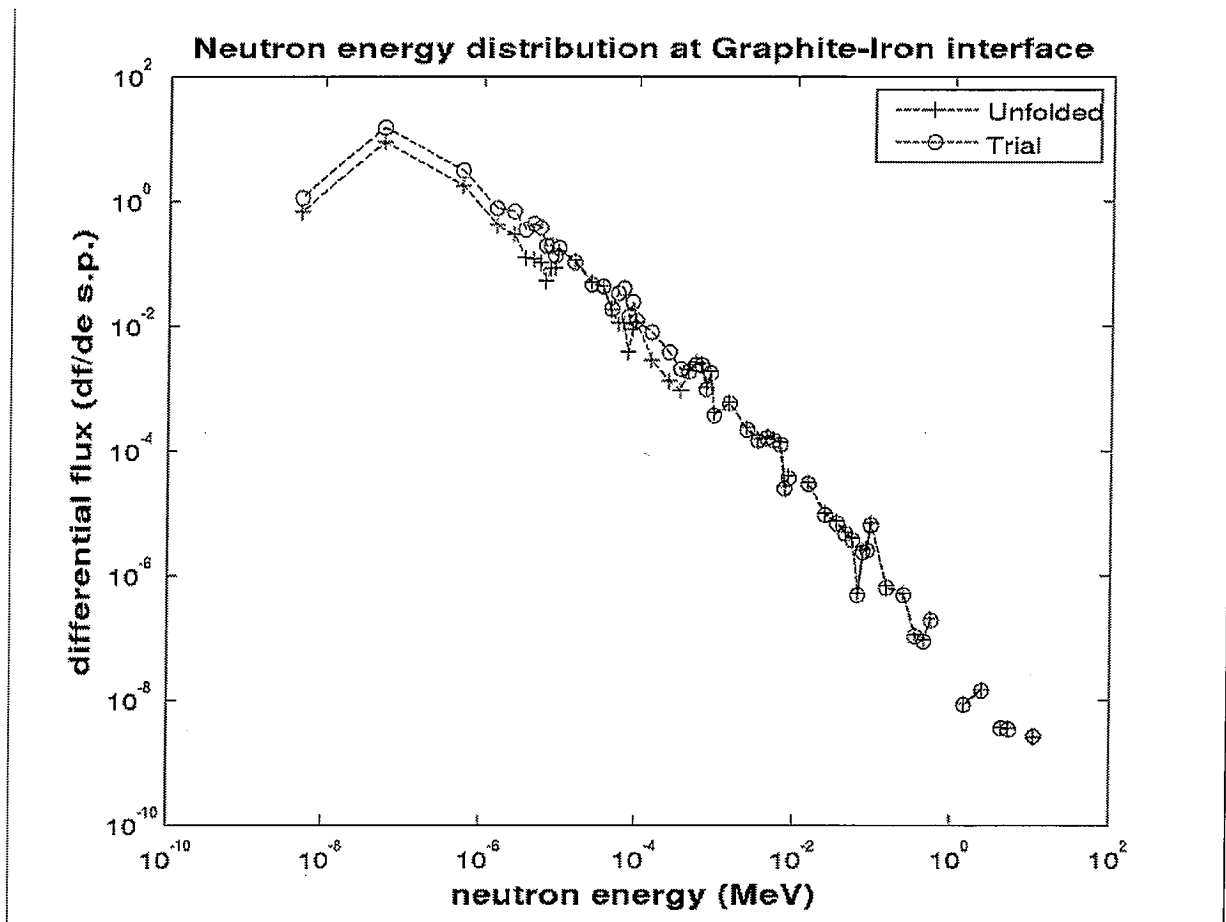


Figura 11. Confronto tra flusso stimato e ricostruito all'interfaccia G-U.



*Figura 12. Confronto tra flusso stimato e ricostruito all'interfaccia G-Fe.*

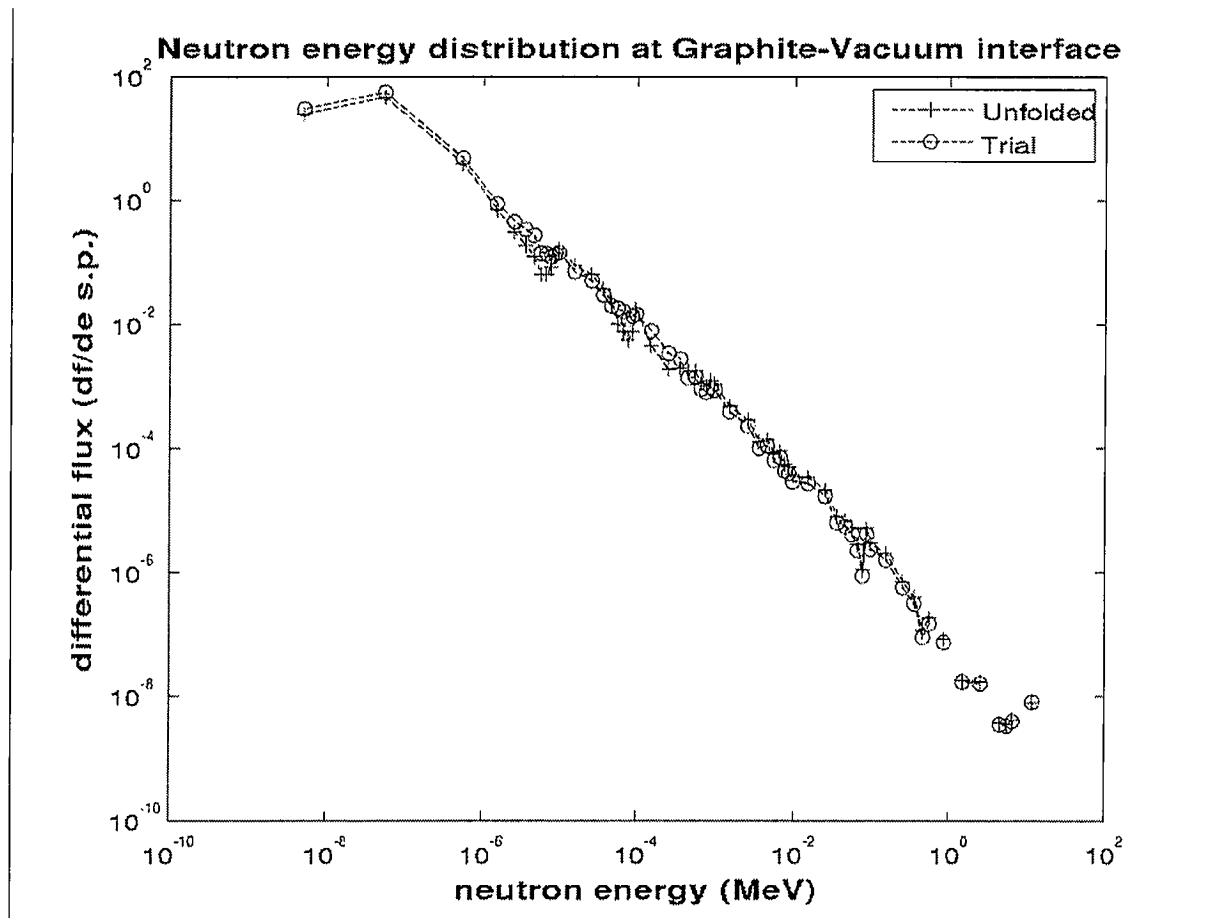


Figura 13. Confronto tra flusso stimato e ricostruito all'interfaccia G-V.

## 7. Conclusioni

L'esercizio di simulazione presentato in questo studio ha messo in risalto le potenzialità intrinseche dell'impianto sperimentale del reattore sorgente veloce TAPIRO nella riproduzione di spettri neutronici. Per la preparazione di un benchmark per la validazione di codici e librerie da utilizzare per il calcolo di reattori tipo VHTGR, si è voluto ottimizzare l'esperienza scegliendo dei punti nella colonna termica in cui il flusso neutronico nella zona Termica - Epitermica in cui si trovano le risonanze dei materiali fertili ( $U^{238}$ ) sia elevato. Si è trovato che ciò si verifica a circa 40 cm di distanza dall'imbocco della colonna di grafite. I risultati ottenuti evidenziano per queste energie, come era da attendersi, delle variazioni significative e dello spettro all'interfaccia tra la grafite e l'uranio.

Si è proceduto poi, nei punti ottimali trovati con l'esercizio precedente, alla simulazione di misure di attivazione con vari rivelatori a soglia. Saranno questi dati sperimentali che, in futuro, costituiranno i valori di benchmark per il confronto calcolo/esperienza. Come complemento di questa fase di simulazione, e per verificarne la potenzialità, si è infine proceduto alla ricostruzione degli spettri neutronici nelle interfacce di materiali diversi (grafite/uranio, grafite/ferro e grafite/vuoto) mediante tecniche di unfolding. Le figure 11-13 mostrano il confronto tra i valori di prova e quelli di unfolding delle distribuzioni energetiche dei neutroni per le seconde interfacce dei problemi G-U, G-Fe e G-V. Tutti gli spettri di unfolding, ottenuti entro l'0.1% di errore cumulativo, risultano essere in ottimo accordo con gli spettri ottenuti dagli estimatori MCNPX durante le simulazioni..

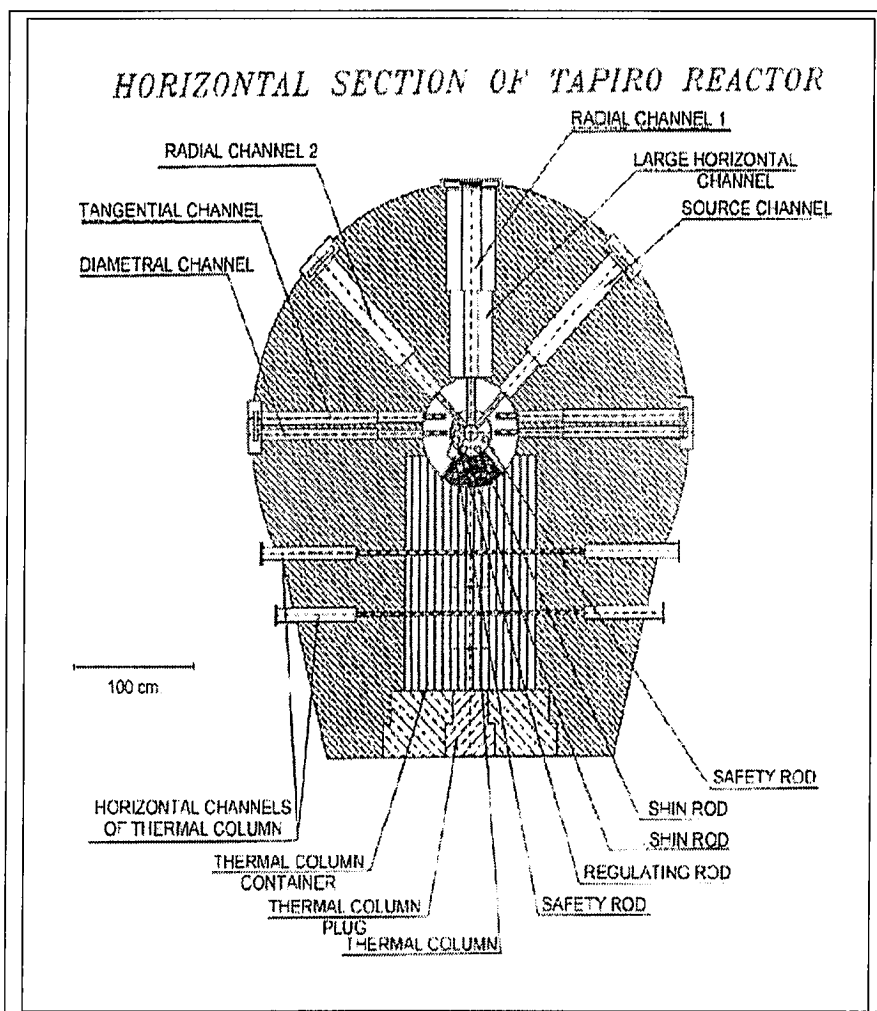


## **Riferimenti Bibliografici**

- [1] M. Matzke, Unfolding Procedures, Radiation Protection Dosimetry Vol. 107, Nos 1-3, pp. 155-175 (2003)..
- [2] Denise B. Pelowitz, editor "MCNPX USER'S MANUAL Version 2.5.0 April 2005 LACP050369" and "MCNP - A General Monte Carlo N-Particle Transport Code LA-13709-M"
- [3] Documentation for DLC-205 MCNPXDATA package.
- [4] "RSV TAPIRO - CR Casaccia Presupposti Tecnici per il piano di emergenza esterno." , TLE Tapiro 99/A.
- [5] E. Nava "Sviluppo di un modello più dettagliato del nocciolo del reattore TAPIRO e successiva rivalutazione della sorgente neutronica" Rapporto Tecnico FIS-P129-004
- [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.

## Appendice A. Il Reattore Sorgente Veloce TAPIRO

Il reattore TAPIRO, situato nel Centro ENEA Casaccia vicino a Roma, è un impianto a neutroni veloci alimentato da uranio fortemente arricchito. Dal 1971 è stato utilizzato per esperimenti di interesse per i reattori veloci, in particolare in relazione alle schermature ed agli effetti biologici dei neutroni. Lo schema della colonna di rallentamento ed una visione d'insieme del reattore sono riportati nelle figure A1-A3. La potenza nominale è di 5 kW (termici) ed il flusso neutronico massimo è di  $4 \times 10^{12} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ . Il reattore è formato da un nocciolo cilindrico (12,58 cm di diametro e 10,87 cm di altezza) composto da uranio metallico arricchito al 93,5% in U-235 ed in lega con il molibdeno (in peso: 98,5% U, Mo 1,5%), totalmente riflesso da un riflettore di rame. Il riflettore di rame (a forma cilindrica) è diviso in due zone concentriche: la zona interna, fino a 17,4 cm di raggio, e la zona esterna fino a 40,0 cm di raggio. L'altezza del riflettore è 72,0 cm. La zona esterna del riflettore contiene un settore vuoto che può essere riempito con materiali diversi (o lasciato vuoto). Il reattore è circondato da uno schermo in cemento borato di circa 170 cm di spessore. La massima profondità disponibile nel vano colonna termica è di 160 cm (distanza dalla superficie esterna del riflettore). Questa colonna può essere riempita con vari materiali aventi funzione di filtro o di moderatore dei neutroni.



Nota. Tra il lato interno della colonna termica di grafite ed il confine esterno radiale del riflettore interno c'è un settore vuoto che può essere riempito con diversi materiali [o lasciato vuoto].

Fig. A1. Sezione orizzontale del reattore TAPIRO

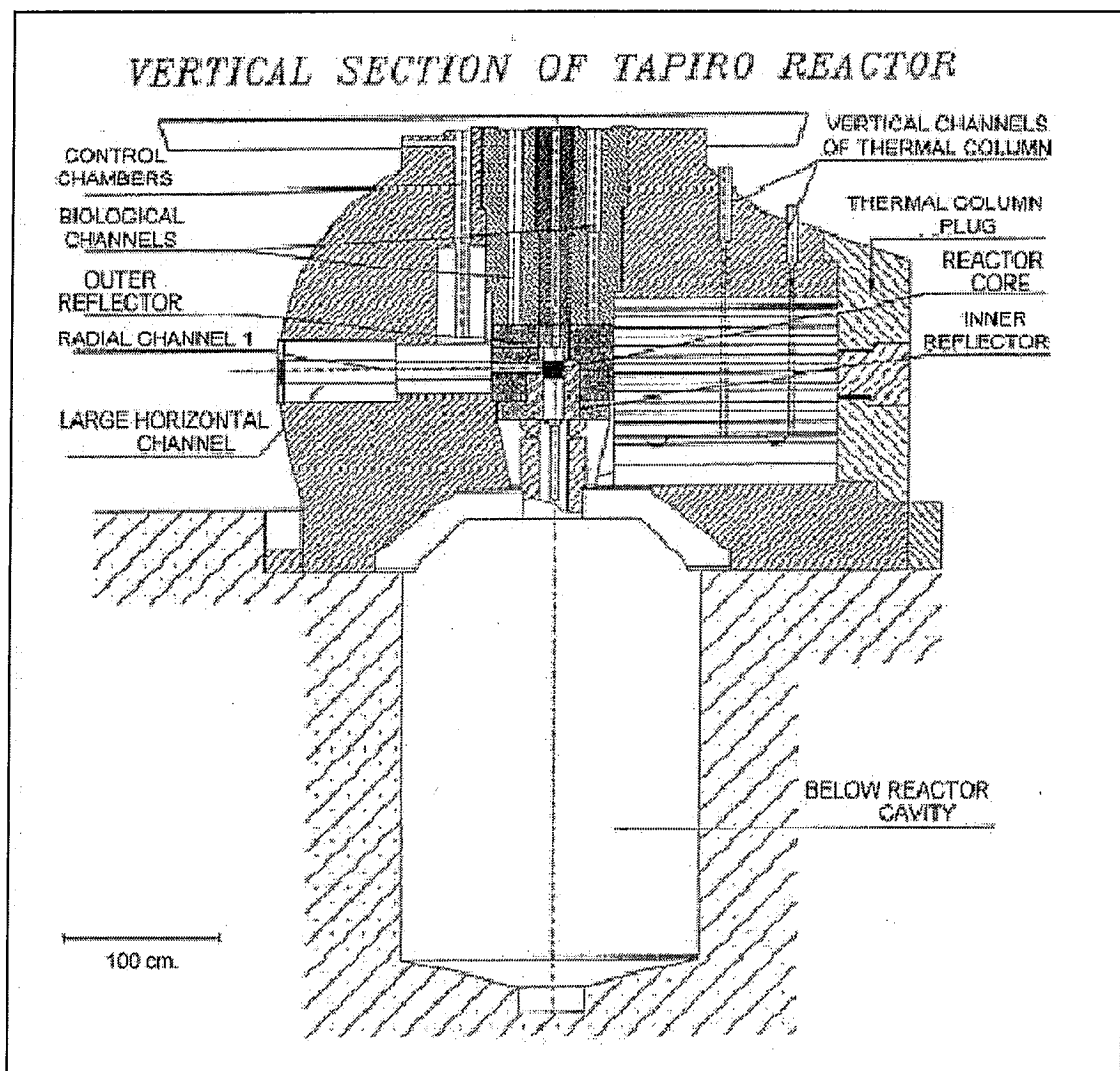


Fig. A2. Sezione verticale del reattore TAPIRO

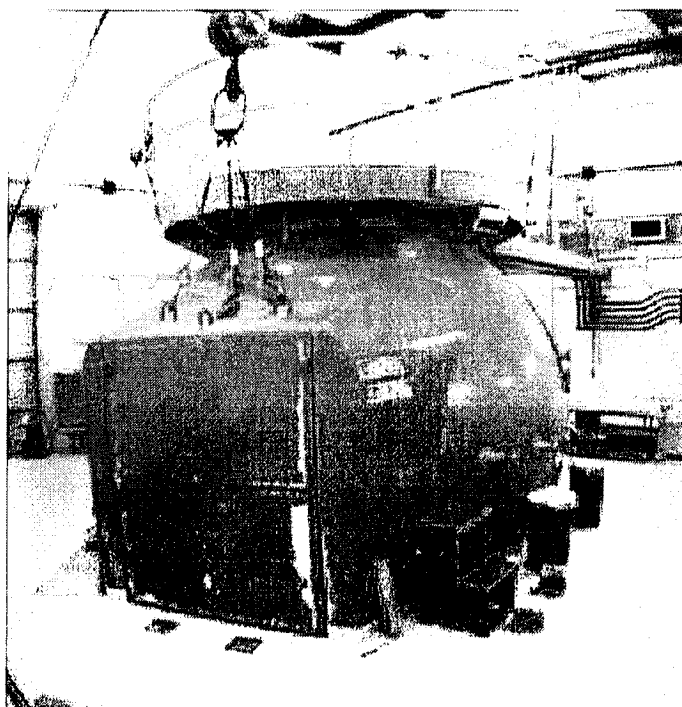


Fig. A3. Veduta d'insieme del reattore TAPIRO

## **Appendice B. Procedura di Unfolding**

Il programma di unfolding NLLSUP [2] (Non Linear Least Square Program) è stato sviluppato per la ricostruzione iterativa dello spettro neutronico a partire da misure integrali di attivazione [6], ed è in grado di coprire un range di energie di parecchie decine di MeV.

L' algoritmo di NLLSUP si basa su un processo iterativo di minimizzazione non lineare delle differenze tra le rese delle reazioni di attivazione di materiali selezionati ottenute sperimentalmente e quelle ottenute mediante i calcoli. Alla fine del processo di minimizzazione l'output fornisce una "ricostruzione" della distribuzione energetica del flusso neutronico in esame. Il metodo è stato sviluppato per misure di fisica del reattore nel decennio dal 1965-1975. I relativi codici di calcolo erano stati implementati per la maggior parte in linguaggio Fortran IV, per range di energia neutronica fino a 20 MeV. Un adeguamento di tali codici alle attuali esigenze avrebbe richiesto:

- i) La modifica della routine di lettura dei dati al fine di consentire la lettura degli attuali formati di dati nucleari fortemente standardizzati.
- ii) L'estensione dell'intervallo di distribuzione energetica verso limiti superiori più elevati (30-40 MeV) .
- iii) La rimozione di tutte le vecchie istruzioni FORTRAN che dipendevano dall'hardware.

Di conseguenza, una implementazione del metodo completamente si è rivelata più economica e meno suscettibile ad errori che non l'aggiornamento di un programma standard esistente (ad esempio, v. SAND-II [7]).

Nel nostro caso il tipico schema di calcolo si basa sui seguenti punti:

- 1) Simulazione mediante MCNPX delle risposte dei rivelatori a soglia di foglioline metalliche posizionati in prossimità delle interfacce dei

materiali considerati lungo gli slab che formano la colonna in cui si propagano i neutroni.

- 2) Nella stessa simulazione viene stimata mediante tally anche la distribuzione energetica del flusso neutronico suddivisa nel numero di gruppi energetici che si ritiene opportuno.
- 3) Le risposte dei rivelatori a soglia e la distribuzione energetica dei neutroni sono dati in input per il codice NLLSUP per riottenere lo spettro neutronico.
- 4) Il codice dà come output una distribuzione energetica compatibile con i livelli di attività che potrebbe essere anche molto diversa da quella data in input.

Il confronto tra lo spettro neutronico stimato e quello di unfolding permette di valutare:

- ≠ La bontà del criterio di scelta della suddivisioni in gruppi energetici. Una suddivisione troppo fine può generare grandi incertezze nel risultato finale. Una suddivisione molto grossolana invece porta alla formazione di artefatti e/o al mascheramento di andamenti importanti.
- ≠ La scelta delle basi di dati nucleari: il problema viene simulato con un set di dati e l'unfolding viene eseguito con un set di dati diverso. Tutte le differenze tra spettro simulato e unfolding ci possono indicare le criticità nel trattamento dei dati nucleari.
- ≠ Infine, pensando all'unfolding con dati di attivazione simulati come ad una misura effettuata con detector ideali si può investigare sulla risoluzione intrinseca del metodo nelle condizioni specifiche dell'esperimento.

Risulta quindi possibile definire delle scelte ottimali di posizionamento delle foglioline metalliche, dei data set di sezioni d'urto, dei gruppi di energia e dei tipi di reazioni di attivazione per la progettazione delle misure.