

**Titolo**

**Simulazioni neutroniche e progettazione set-up TAPIRO per interfaccia core - riflettore VHTR**  
**Stima del rateo di dose equivalente sviluppata nell'attivazione dei materiali del dispositivo**

**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**

Nell'ambito degli studi per i reattori di IV generazione (Generation 4) i sistemi High Temperature Gas-cooled Reactor (HTGR) sono stati studiati estensivamente. I BENCHMARK di calcolo lanciati sulla base dei risultati ottenuti dall'attività sperimentale dei prototipi HTTR e HTR-10 hanno evidenziato delle discrepanze la cui origine non è stata identificata con certezza a causa del grado di complessità dei sistemi simulati. Nel primo anno di attività è stata avviata la progettazione di una facility d'irraggiamento da costruire nel vano colonna termica del Reattore da ricerca TAPIRO del CR Casaccia. Lo scopo di tale dispositivo è la realizzazione di flussi neutronici con distribuzione energetiche tipiche degli HTGR e la misura delle variazioni spettrali durante il trasporto dei neutroni attraverso delle sezioni di prova contigue di Ferro, Uranio e Grafite. Gli spettri neutronici saranno poi misurati mediante l'attivazione di foglioline metalliche e successivo unfolding. Nell'introduzione si presenta una veloce revisione dei risultati presentati da CIRTEN sulla progettazione dettagliata del dispositivo e sull'ottimizzazione dei tempi d'irraggiamento. Nella seconda parte invece sono illustrate le valutazioni dosimetriche eseguite in ENEA mediante l'uso del codice FLUKA.

**Note : Attività LP3-N**

Copia n.


In carico a:

2			NOME			
			FIRMA			
1			NOME			
			FIRMA			
0	EMISSIONE	23.9.2010	NOME	N. Burgio	A. Santagata	S. Monti
			FIRMA	<i>Burgio N. / Santagata A.</i>	<i>S. Monti</i>	
REV.	DESCRIZIONE	DATA	REDAZIONE	CONVALIDA	APPROVAZIONE	

 <b>Ricerca Sistema Elettrico</b>	<b>Sigla di identificazione</b>	<b>Rev.</b>	<b>Distrib.</b>	<b>Pag.</b>	<b>di</b>
	NNFISS – LP3- 015	0	L	2	40

## Sommario

1	Introduzione .....	3
2	Metodologia di Calcolo e Assunzioni .....	10
3	Modello FLUKA del vano colonna termica reattore Tapiro.....	12
3.1	Costruzione Geometria, definizione dei Materiali.....	12
3.2	Definizione della sorgente Neutronica Piana.....	14
3.3	Profilo d’irraggiamento, estimatori di dose a contatto.....	15
3.4	Piano di Calcolo .....	16
4	Risultati .....	17
5	Conclusioni.....	22
6	A1: Routine FORTRAN per la definizione della sorgente piana del problema ridotto.....	23
7	Bibliografia.....	39

 <b>Ricerca Sistema Elettrico</b>	<b>Sigla di identificazione</b>	<b>Rev.</b>	<b>Distrib.</b>	<b>Pag.</b>	<b>di</b>
	NNFISS – LP3- 015	0	L	3	40

## 1 INTRODUZIONE

A causa dell'elevato grado di eterogeneità delle strutture e combustibile i codici analitici incontrano difficoltà nella simulazione dei sistemi High Temperature Gas-cooled Reactor (HTGR) tanto che parte dell'analisi preliminare è stata eseguita con codici Monte Carlo [1-4]. I benchmark lanciati nell'ambito delle esperienze di Generation 4, basati sui dati ottenuti dall'attività di esercizio dei prototipi HTTR e HTR-10 evidenziano un margine di incertezza che rende difficile la progettazione dettagliata di nuovi sistemi [5-6]. E' necessaria la progettazione di esperienze semplici (moquette fisiche) in cui si riscontrino gradi di incertezza sperimentale minori di quelli ottenuti nei precedenti prototipi ingegneristici. Questo origina la motivazione per la presente linea di attività che si propone di verificare, su dei sistemi strutturalmente e geometricamente semplici, codici e dati nucleari di base. Pertanto si è proceduto alla progettazione di una facility che permetta di riprodurre le caratteristiche neutroniche HTGR dallo spettro di fissione fornito del reattore TAPIRO.

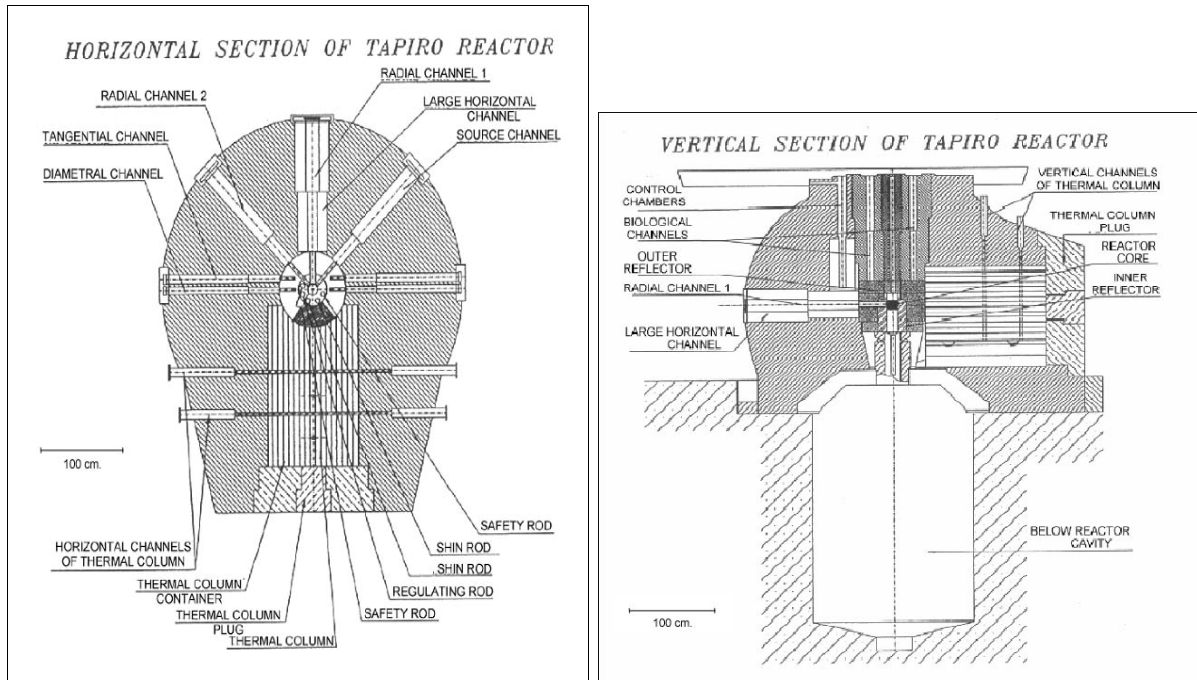
Il reattore TAPIRO (figura 1), situato nel Centro Ricerche della Casaccia presso Roma, è una "facility" d'irraggiamento caratterizzata da uno spettro a neutroni veloci. Sin dal 1971, TAPIRO è stato impiegato per esperimenti di dimensionamento dello schermaggio di reattori veloci, test di resistenza a radiazioni di componenti elettronici, e studi sugli effetti biologici dei neutroni veloci.



**Figura 1: Il reattore TAPIRO del CR ENEA Casaccia.**

Le dimensioni del reattore e le sue caratteristiche schematiche sono riportate nelle figure 2 e 3. La sua potenza nominale è di 5 kW termici e il flusso neutronico al centro del nocciolo è di

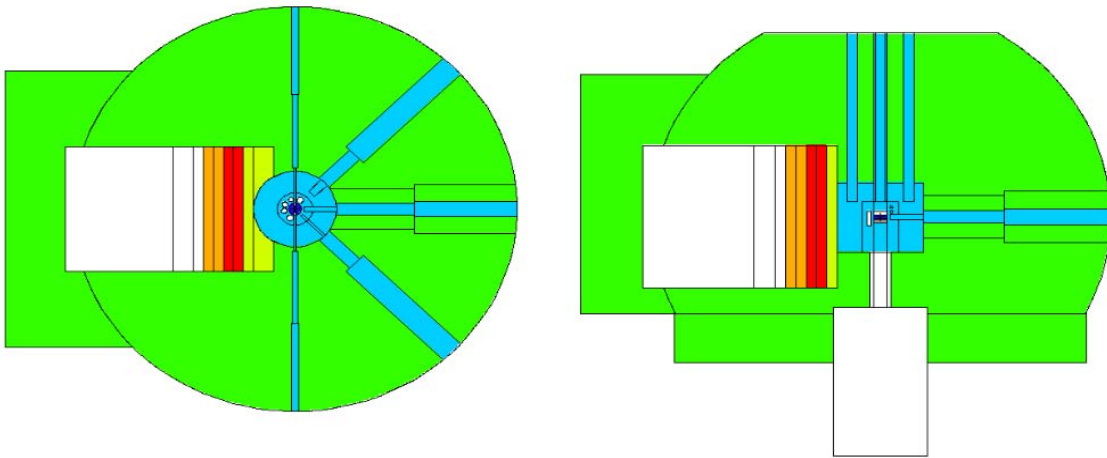
$4 \times 10^{12} \text{ n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ . Il nocciolo è costituito da un cilindro (diametro 12.58 cm, altezza 10.87 cm) di una lega Uranio-Molibdeno (1.5% Mo, 98.5 U) arricchita al 93.5% in  $^{235}\text{U}$ .



**Figura 2: Sezioni del Reattore Tapiro.**

Il sistema del nocciolo è avvolto in un riflettore cilindrico di rame, di 72 cm di altezza, diviso in due zone concentriche: quella interna di 17.4 cm di raggio e quella esterna di 40.0 cm di raggio che dispone di un settore mobile in coincidenza della colonna termica. Il reattore è circondato da uno schermo di calcestruzzo borato di 170 cm di spessore. Il vano colonna termica (fig. 2) ha un volume utile di  $115 \times 116 \times 161 \text{ cm}^3$ , dove l'ultima dimensione rappresenta la distanza dalla superficie del riflettore esterno.

Come illustrato nella documentazione prodotta nel primo anno [7-8] è stato implementato un modello Monte Carlo del reattore TAPIRO. Le Figure 1-3 riportano il confronto tra le sezioni in pianta e frontale del modello e degli schemi reali del reattore. In una serie di simulazioni preliminari è stata verificata la capacità del modello assunto per il TAPIRO di riprodurre condizioni di criticità compatibili con quelle del sistema reale. Al fine di dimensionare i buffer di grafite necessari alla moderazione dello spettro di fissione di TAPIRO in quello HTGR desiderato sono state eseguite una serie di simulazioni con il codice Monte Carlo MCNPX [9] sulla base del seguente schema d'azione:



*Figura 3: Sezioni della geometria del modello TAPIRO usato nei calcoli Monte Carlo. Il vano colonna termica ospita la progressione di slab di grafite necessarie alla stima della progressiva termalizzazione dello spettro neutronico.*

- 1) 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.
- 2) Definizione degli spessori di grafite “nuclear grade” necessari alla transizione dallo spettro veloce di Tapiro a quello termico/epitermico caratteristico dei reattori HTGR.
- 3) Definizione delle dimensioni ottimali di U naturale e Fe su cui eseguire l'esperienza.
- 4) Stima degli spettri neutronici all'interfaccia mediante simulazione dell'attivazione di foglioline di oro, molibdeno, alluminio e nickel e successivo unfolding.
- 5) Determinazione delle posizioni di misura ottimali.

In pratica, utilizzando un box di grafite, spesso 40 cm, si ottiene alla profondità di 20 cm, uno spettro simile a quello HTGR termico (fig. 4) . Invece con un box di grafite spesso 12.5 cm, alla profondità di 2 cm, si realizza uno spettro HTGR epitermico (fig. 5).

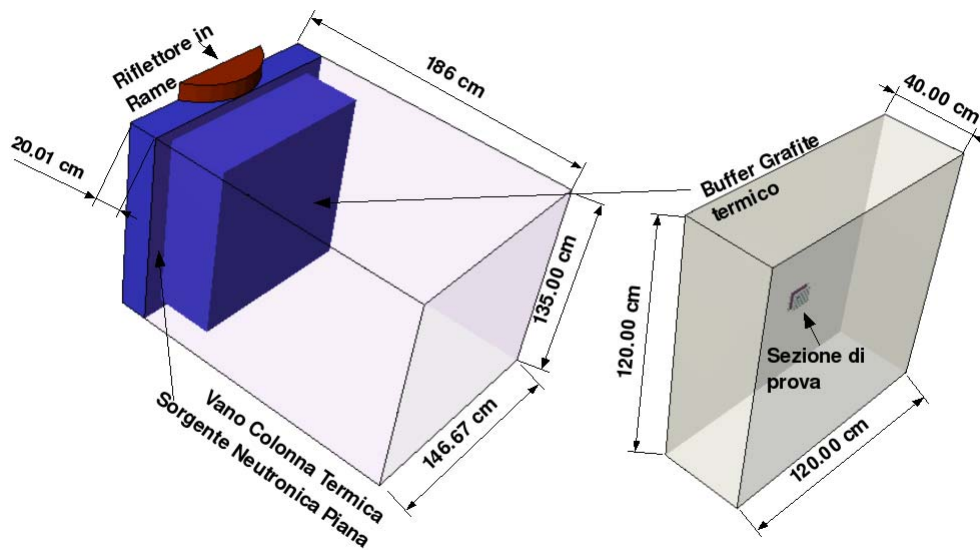


Figura 4. Visione schematica del vano colonna termica con il box di grafite necessaria a ottenere lo spettro HTGR termico: Nello schema di destra è indicata la posizione delle sezioni di prova.

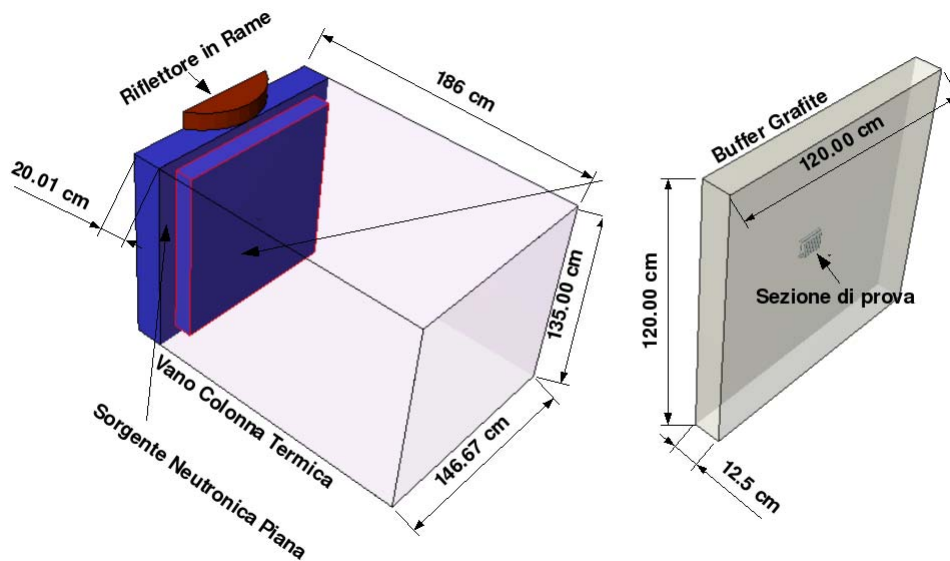


Figura 5. Visione schematica del vano colonna termica con il box di grafite necessaria a ottenere lo spettro neutronico HTGR epitermico: Nello schema di destra è indicata la posizione delle sezioni di prova.

Nel box di grafite sono poste delle sezioni di prova contigue di U naturale e Ferro (Vedi Figura 6).

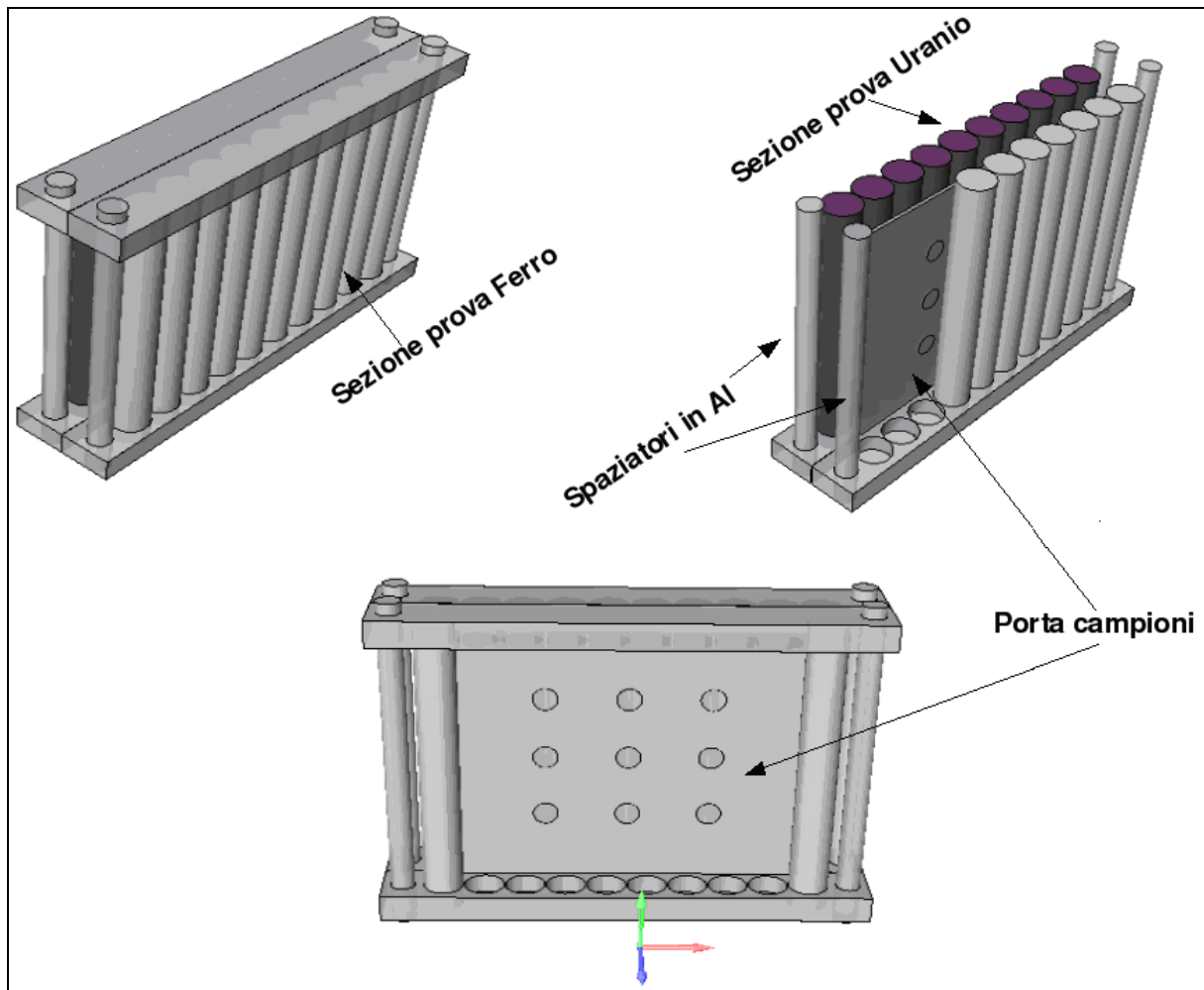


Figura 6. Sezioni di prova contigue di U naturale e Ferro nel sistema di assemblaggio in Alluminio: Tra le due sezioni è posta una piastra in Al con 9 posizioni di misura su cui alloggiare i fogli metallici per l'attivazione neutronica.

Tra le due sezioni, costituite da un insieme di 10 elementi cilindrici, è posta una piastra porta campioni in Al in cui si possono alloggiare fino a 9 fogli metallici da sottoporre a irraggiamento neutronico. Attraverso una serie di simulazioni del sistema è stato possibile verificare che il dimensionamento dei buffer di grafite rispetta i requisiti spettrali richiesti su tutte le posizioni di misure. La figura 7 riporta il confronto tra lo spettro HTGR termico e quello HTGR epitermico.

Come riportato in [10], nel buffer di grafite con dimensioni  $135 \times 135 \times 12.5 \text{ cm}^3$  (vedi figura 5) si realizza un livello di attivazione dei dischi metallici posti nel porta campioni (vedi Tabella 1) compatibile con uno spettro neutronico [7 e 21] che ha il suo massimo nella regione energetica epitermica (vedi figura 7, curva in nero).

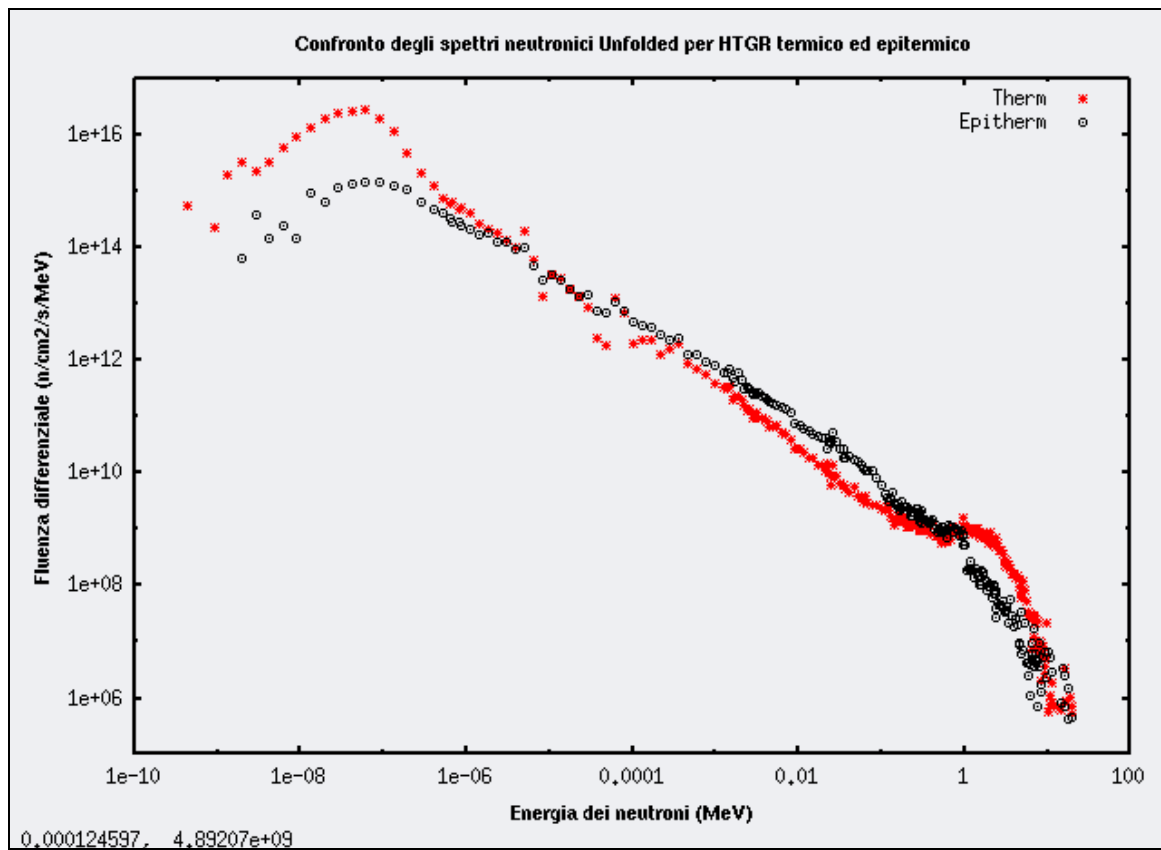
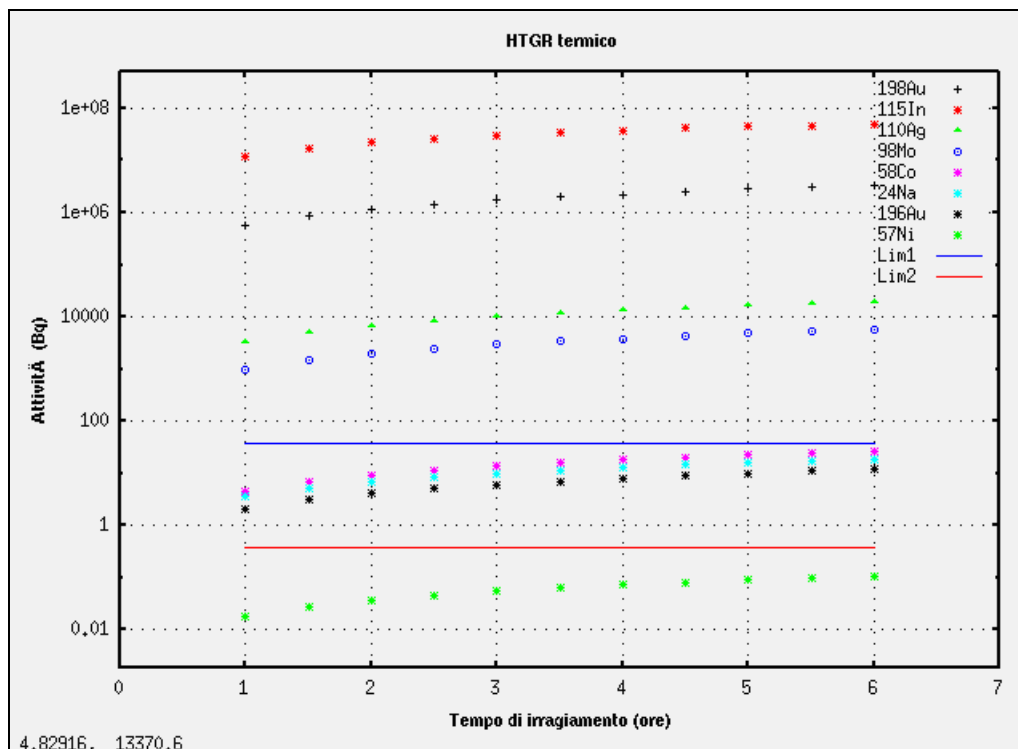


Figura 7. Confronto tra le distribuzioni energetiche del flusso neutronico nelle due configurazioni in esame (HTGR termico in rosso, HTGR epitermico in nero): I grafici si riferiscono al prodotto finale della procedura di unfolding eseguita sulle stime di attivazione fornite dalla simulazione per le reazioni a soglia selezionate.

Tabella 1 – Caratteristiche dei fogli metallici (raggio 0.6 cm spessore 20  $\mu\text{m}$ ) impiegati per l'attivazione neutronica e l'unfolding dello spettro.

Reazione	Emivita dei prodotti [sec]	Soglia Energetica di Reazione
$^{197}\text{Au}(n,g)^{198}\text{Au}$	232862.6	monitor integrale
$^{115}\text{In}(n,g)^{116}\text{In}$	3257.399	monitor integrale
$^{109}\text{Ag}(n,g)^{110}\text{Ag}$	2.157926E+07	4 eV
$^{98}\text{Mo}(n,g)^{99}\text{Mo}$	237384.0	10 eV
$^{58}\text{Ni}(n,p)^{58}\text{Co}$	6122304.0	2 MeV
$^{27}\text{Al}(n,\alpha)^{24}\text{Na}$	53852.39	7.2 MeV
$^{197}\text{Au}(n,2n)^{196}\text{Au}$	534211.1	8.6 MeV
$^{58}\text{Ni}(n,2n)^{57}\text{Ni}$	524879.9	13.5 MeV

Analogamente, il buffer di grafite con dimensioni 135 x 135 x 40 cm<sup>3</sup> realizza un livello di attivazione dei dischi che porta a uno spettro di unfolding con una componente di neutroni termici pari al 38-40% del totale della popolazione (vedi figura 7, curva in rosso). Le Figure 8 e 9 riportano i livelli di attività delle foglioline metalliche in funzione del tempo di irraggiamento alla potenza di 5 kW (pari a un flusso di circa  $4.04 \times 10^9$  n cm<sup>-2</sup> s<sup>-1</sup> all'imbocco della colonna termica).



**Figura 8.** Confronto tra le stime di resa di attivazione dei fogli metallici nel caso d'irraggiamento a 5 kW di potenza nel vano colonna termica (spettro HTGR termico). Sono anche rappresentati i limiti attività di 34 Bq (linea blu) e di 0.34 Bq (linea rossa) corrispondenti alle rispettive incertezze dell'1% e del 10% nella misura di spettroscopia  $\gamma$ .

La strumentazione standard per spettrometria  $\gamma$  mantiene dei livelli di errore percentuale che generalmente si attestano tra 1% e 10% per i livelli di attività di 0.34 Bq (linea rossa nelle figure 8 e 9) e 34 Bq (vedi linea blu nelle figure 8 e 9). Di conseguenza un tempo d'irraggiamento di 3-4 ore dovrebbe consentire un buon compromesso tra la dose sviluppata nell'attivazione dei materiali della facility e il livello di segnale richiesto nelle foglioline di metallo per la spettrometria  $\gamma$ .

Scopo del presente rapporto è la valutazione, mediante l'impiego del codice Monte Carlo FLUKA [11-12], dei livelli di attivazione dei materiali e la dose associata alla sorgente che si origina dal decadimento dei nuclidi prodotti sotto irraggiamento. I risultati ottenuti

dimostrano che i livelli di dose raggiunti sono gestibili con i normali accorgimenti di manipolazione e protezione che il personale qualificato adotta nelle zone classificate.

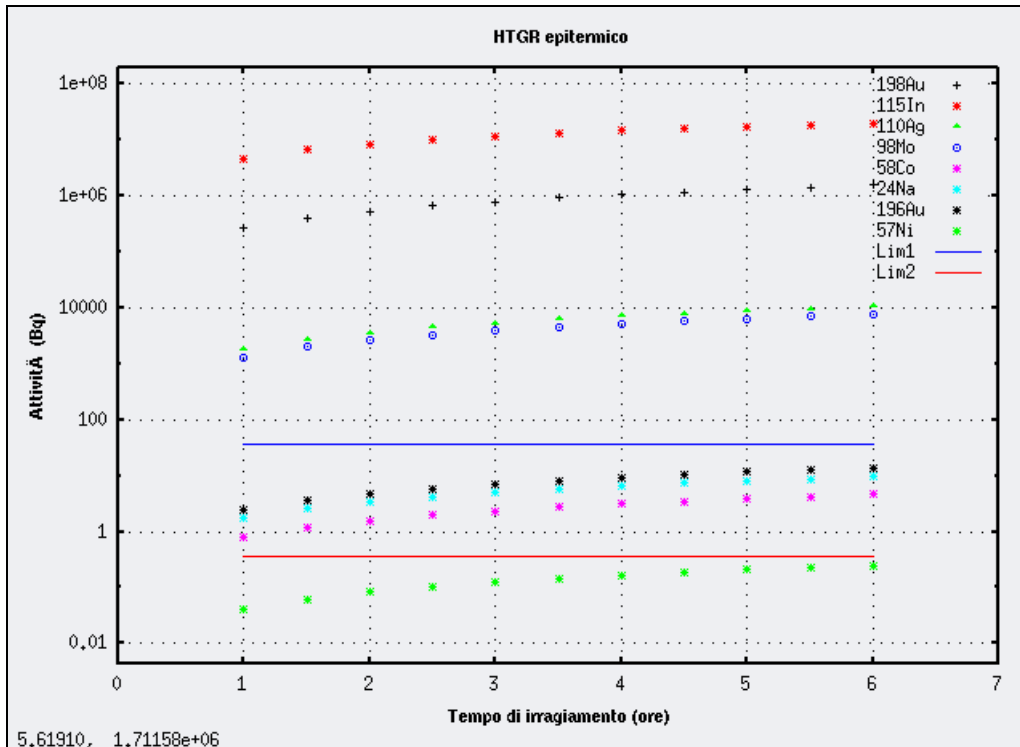


Figura 9. Confronto tra le stime di resa di attivazione dei fogli metallici nel caso d'irraggiamento a 5 kW di potenza nel vano colonna termica (spettro HTGR epitemico). Sono anche rappresentati i limiti attività di 34 Bq (linea blu) e di 0.34 Bq (linea rossa) corrispondenti alle rispettive incertezze del 1% e del 10% nella misura di spettroscopia  $\gamma$ .

## 2 METODOLOGIA DI CALCOLO E ASSUNZIONI

Obiettivo primario del presente rapporto è la valutazione del rateo di dose sviluppata nei materiali costituenti le sezioni di prova dopo uno o più cicli d'irraggiamento simili a quelli proposti nell'introduzione. Lo studio dell'andamento nel tempo della dose residua nelle componenti del manufatto permette di valutare il rischio radiologico associato a tutte le operazioni di manipolazione dei campioni e dei materiali del manufatto. Tale dose si origina dalla formazione di nuclidi radioattivi a seguito di reazioni di cattura neutronica del tipo  $(n,\gamma)$ ,  $(n,p)$ ,  $(n,2n)$  e  $(n,\alpha)$ . Tali insiemi di radionuclidi, seguendo le cinetiche delle loro catene di decadimento, emettono fotoni  $\gamma$  ed elettroni con intensità e spettro energetico variabili nel tempo.

La simulazione di un tale fenomeno presuppone tre stadi distinti di calcolo:

 <b>Ricerca Sistema Elettrico</b>	<b>Sigla di identificazione</b>	<b>Rev.</b>	<b>Distrib.</b>	<b>Pag.</b>	<b>di</b>
	NNFISS – LP3- 015	0	L	11	40

1. Si attiva il trasporto neutronico dalla sorgente (nel nostro caso l'imbocco della colonna termica) ai vari materiali con la stima delle distribuzioni di probabilità associate con tutte le reazioni di attivazione del materiale. Normalizzazione dei risultati alla fluenza erogata nel periodo d'irraggiamento. Si ottiene così la sorgente di attivazione: la distribuzione di attività dei radionuclidi a fine irraggiamento.
2. Si simula l'evoluzione della sorgente di attivazione secondo le sue equazioni di decadimento per un dato periodo di tempo. Questo calcolo viene eseguito risolvendo il set di equazioni differenziali secondo Bateman [13].
3. Le particelle di questa nuova sorgente (essenzialmente di fotoni  $\gamma$  ed elettroni) sono trasportate nei materiali e, mediante gli estimatori flusso, si valutano i ratei di dose a intervalli temporali dati.
4. S'incrementa il tempo e si ritorna al punto due per ridefinire la sorgente di attivazione.

Questo algoritmo non è quasi mai integralmente sviluppato nei codici di calcolo Monte Carlo. Ad esempio MCNPX è spesso accoppiato con codici di evoluzione/burn-up come CINDER90 [14], ORIGEN [15] e FISPACT [16] per affrontare questo tipo di calcoli. Recentemente MCNPX-2.6.0 è stato dotato di un modulo di BURN-UP basato sull'accoppiamento con CINDER90 il cui uso è limitato all'analisi di criticità.

Inoltre, in una simulazione Monte Carlo esiste una fondamentale distinzione temporale del tipo di particelle secondarie generate nell'interazione tra un neutrone e un nucleo:

1. Particelle secondarie "pronte", le cui scale di tempo di emissione sono dell'ordine delle decine di nanosecondi dall'evento d'interazione.
2. Particelle secondarie "ritardate" le cui scale di tempo di emissione oscillano tra i microsecondi e gli anni dall'evento d'interazione.

Appartengono alla prima categoria fotoni  $\gamma$  generati nelle catture neutroniche e neutroni secondari generati da reazioni (p,n) e (n,xn). Mentre nella seconda categoria ricadono ad esempio, molte emissioni  $\beta^-$  e  $\gamma$  associate con i nuclidi generati dalle catture neutroniche.

 <b>Ricerca Sistema Elettrico</b>	<b>Sigla di identificazione</b>	<b>Rev.</b>	<b>Distrib.</b>	<b>Pag.</b>	<b>di</b>
	NNFISS – LP3- 015	0	L	12	40

MCNPX permette di simulare, in condizioni di stato stazionario<sup>1</sup>, le emissioni  $\gamma$  ritardate che si possono originare dalle catture neutroniche. Non è possibile però valutare i flussi di particelle emesse da nuclidi di attivazione e/o dalla loro progenie in tempi successivi alla fine dell'irraggiamento.

Al contrario, il codice FLUKA permette di eseguire il calcolo tenendo conto di tutti gli step prima illustrati. In questo modo, attraverso gli opportuni coefficienti di conversione, è possibile valutare il rateo di dose equivalente a vari tempi dalla fine dell'irraggiamento. E' importante rilevare che FLUKA non può riattualizzare la composizione del materiale, quindi il calcolo è valido solo quando i prodotti di attivazione producono modifiche trascurabili alle proprietà di trasporto dei materiali sotto esame. Nel nostro caso le fluenze neutroniche in esame producono quantità di nuclidi senz'altro trascurabile rispetto alle componenti primarie dei materiali e quindi l'approssimazione di trasporto di FLUKA è senz'altro valida.

### **3 MODELLO FLUKA DEL VANO COLONNA TERMICA REATTORE TAPIRO**

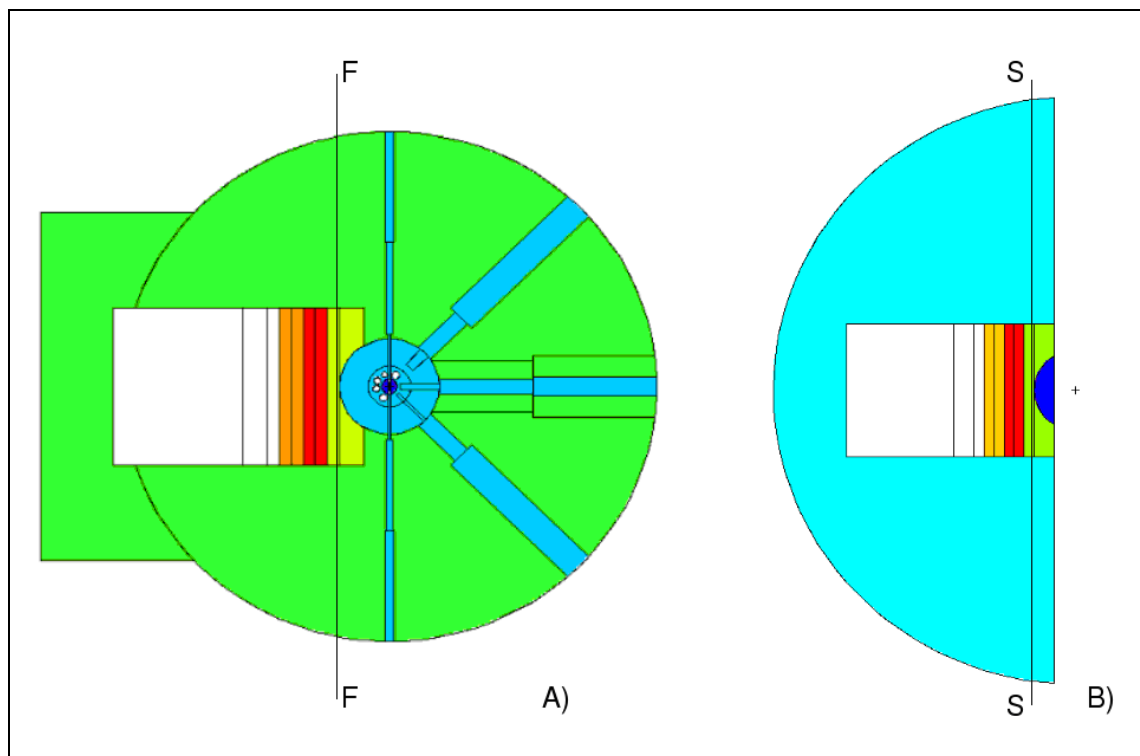
#### **3.1 COSTRUZIONE GEOMETRIA, DEFINIZIONE DEI MATERIALI.**

I calcoli sono stati eseguiti su un sistema "ridotto" del reattore TAPIRO in cui la sorgente neutronica è stata ricostruita su una superficie piana tangente al riflettore di rame (figura 10). Questo metodo è stato impiegato da CIRTEN nella prima annualità per velocizzare i calcoli di trasporto [7]. Quando 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

---

<sup>1</sup> Lo stato stazionario nel nostro caso si realizza quando la sorgente è in flusso costante sia come intensità che come spettro energetico e quando la velocità di formazione di un nuclide è pari a quella di decadimento. In pratica questa condizione si realizza quando i tempi di irraggiamento sono molto superiori a 6 emivite del nuclide prodotto.

imbocco tra colonna termica e riflettore – fig. 10a) 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. 10b), 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. 10a) all'imbocco della colonna Termica sono stati riportati nella Tabella 2 suddivisi per gruppi energetici ed angolari. Questi dati permettono di definire, la sorgente neutronica del problema ridotto (figura 10b) sia in MCNPX che in FLUKA.



**Figura 10. A) Una simulazione eseguita sul modello completo permette di stimare le correnti neutroniche sulla superficie FF; B) Ricostruzione della sorgente neutronica equivalente sulla superficie 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.**

Per ottenere un unico modello in geometria 3D, da cui generare input geometrici sia per MCNPX che FLUKA, è stato impiegato il CAD 3D SimpleGEO [17] con il quale l'intero sistema ridotto è stato rappresentato nelle due versioni con box di grafite per HTGR termico ed epitermico (vedi figure 4 e 5).

I materiali sono stati implementati nell'input FLUKA con le medesime composizioni e densità di bulk riportate in [10]. Le cross section neutroniche di FLUKA sono rappresentate con 260 gruppi energetici nell'intervallo di energia che va da  $10^{-5}$  eV a 20 MeV.

### 3.2 DEFINIZIONE DELLA SORGENTE NEUTRONICA PIANA


Al contrario di MCNPX, FLUKA non possiede una serie di routine standard per definire la sorgente neutronica su un piano e quindi, è necessario scrivere una routine sorgente dedicata al problema specifico. Essenzialmente bisogna campionare la distribuzione angolare ed energetica della sorgente piana riportata in forma compatta in Tabella 2 dove a ciascun intervallo è associata una distribuzione energetica della corrente neutronica.

**Tabella 2 Distribuzione angolare ed energetica dei neutroni sulla superficie FF (vedi fig. 8) 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.	Err%
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	3.68E-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. La direzione positiva è nel verso di imbocco alla colonna termica.

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

 <b>Ricerca Sistema Elettrico</b>	<b>Sigla di identificazione</b>	<b>Rev.</b>	<b>Distrib.</b>	<b>Pag.</b>	<b>di</b>
	NNFISS – LP3- 015	0	L	15	40

L’algoritmo di campionamento è stato tradotto in uno script Octave [18] per verificarne la robustezza attraverso una serie di test di congruenza statistica. Da questi test si è visto che le code della distribuzione erano campionate con maggior efficienza se il numero dei gruppi energetici era aumentato ad alcune centinaia. L’algoritmo finale opera sullo stesso numero d’intervalli angolari riportati in Tabella 2 ma su una struttura energetica pari ai 260 gruppi delle cross section di FLUKA. In Appendice 1 sono riportati sia la routine FORTRAN della sorgente che l’algoritmo di campionamento su cui è basata. La routine sorgente è stata compilata e linkata a FLUKA per ottenere una versione del codice dedicata al problema specifico.

### **3.3 PROFILO D’IRRAGGIAMENTO, ESTIMATORI DI DOSE A CONTATTO.**

La valutazione del rateo dose equivalente è stata fatta simulando un singolo irraggiamento di 4 ore a 1 kW di potenza sulle sezioni in configurazione HTGR termico ed epitermico osservando l’andamento del rateo a “contatto” dopo a 0 sec, 1 ora, 2 ore, 3 ore, 4 ore, 5 ore, 12 h, 24 h , 48 h, 10 e 30 gg dalla fine dell’irraggiamento. Nel caso HTGR termico si è simulato anche un profilo d’irraggiamento di 6 giorni ( 4 ore a 1 kW d’irraggiamento e 20 ore di sosta per dì). Il rateo di dose equivalente è stato misurato negli stessi intervalli temporali dei primi due casi.

Le stime sono state fatte su un cilindro di Uranio e uno di Ferro e sul porta campioni di Alluminio. La conversione in dose equivalente è eseguita da FLUKA impiegando i coefficienti di conversione da fluenza a dose calcolati in [19]. E’ importante notare che i corpi su cui è eseguita la stima sono in contatto con altri elementi del sistema. In queste condizioni il flusso su cui è calcolato il rateo ha due componenti: La prima dovuta all’emissione di particelle nel volume del corpo in esame e la seconda dovuta a particelle che, emesse nei corpi adiacenti, attraversano l’oggetto in esame. Una stima rigorosa del rateo di dose a contatto dovrebbe tener conto solo del primo contributo e ne consegue che la valutazione del rateo di dose d’attivazione a contatto effettuata su un componente posto nell’assemblaggio è più conservativa. Tenendo presente che il porta campioni di Al è il manufatto soggetto al numero più elevato di operazioni di manipolazioni, è stata eseguita una simulazione alla presenza del porta campioni ed in assenza delle sezioni di prova. In queste condizioni il rateo di dose è dovuto solamente all’attivazione dei materiali del solo porta campioni.

### 3.4 PIANO DI CALCOLO

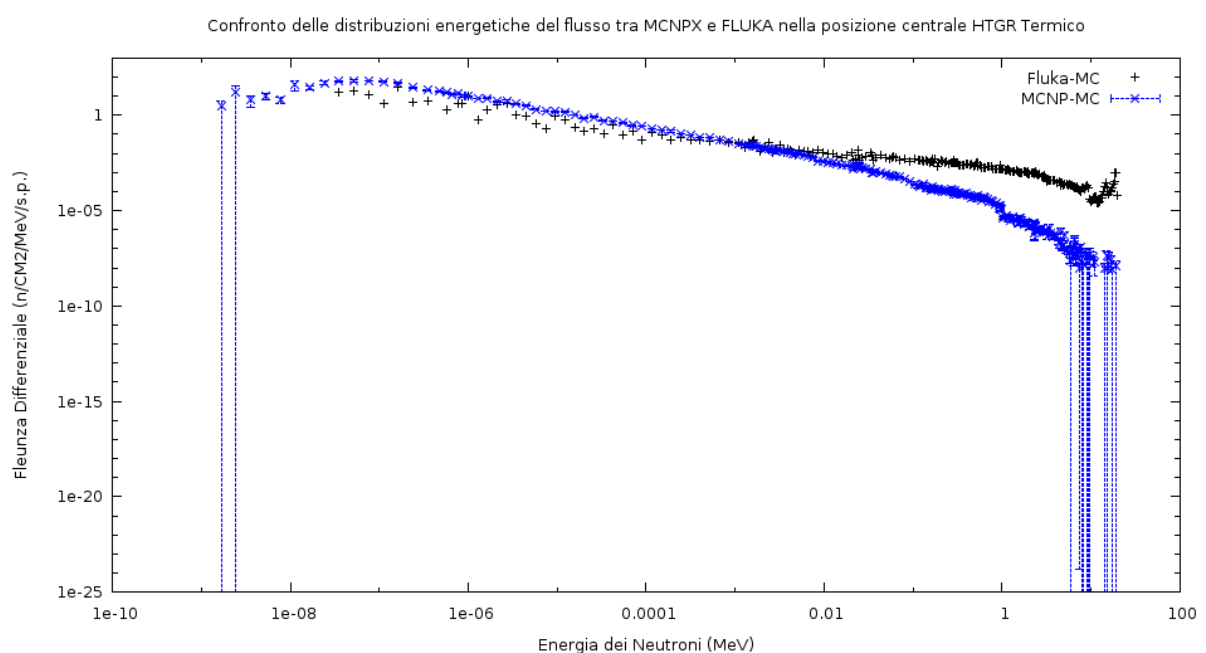
Al contrario di MCNPX, FLUKA non esegue test statistici interni per valutare la convergenza degli estimatori impiegati nelle simulazioni. In genere si esegue un batch di N simulazioni (minimo 5) in cui viene variata solo la sequenza dei numeri pseudo-random attraverso un'opportuna istruzione d'input. In questo modo si ottengono N stime indipendenti della stessa quantità (in genere a meno di patologie introdotte dall'utente tali valori sono distribuiti normalmente) su cui si eseguono i calcoli di media e deviazione standard. Per snellire la procedura di pre/post processing, è stato impiegato il codice FLAIR [20] con cui è possibile eseguire tali medie e ottenere anche altre valutazioni statistiche in maniera semi-automatica. La tabella 3 riassume il piano di calcolo con le caratteristiche principali di ciascuna simulazione.

**Tabella 3 Piano di Calcolo per la verifica della routine sorgente e la stima delle dosi equivalenti a contatto su un cilindro di  $U_{nat}$  e di Fe (componenti sezioni di prova) e del porta campioni di Alluminio.**

Sigla Simulazione	Stime indipendenti	N di particelle Totale	Descrizione
Void_epi	5	3e8	Buffer di grafite per HTGR epitermico. Verifica correttezza della routine sorgente. Stima del flusso neutronico nelle posizioni di misura del porta campioni. Confronto con la stima MCNPX.
Void_ther	5	3e8	Buffer di grafite per HTGR termico. Verifica correttezza della routine sorgente. Stima del flusso neutronico nelle posizioni di misura del porta campioni. Confronto con la stima MCNPX.
Epi_Test2A	5	3e8	Irraggiamento di 4 h ad 1 kW di potenza di TAPIRO. Buffer di grafite per HTGR epitermico. Vengono stimate le dosi equivalenti a contatto di un cilindro di $U_{nat}$ , Fe e del porta campioni di Al a intervalli regolari di tempo dalla fine dell'irraggiamento.
Therm_Test2A	5	3e8	Run simile al precedente ma con buffer di grafite per HTGR epitermico.
Therm_Test3	5	3e8	Ciclo di 6 giorni di irraggiamento (4h di irraggiamento e 20 h per di) alla potenza di 1 kW. Buffer di grafite HTGR Termico. Stima delle dosi a contatto come nei run precedenti. Stime dell'attività dei nuclei residui in funzione del tempo a partire dalla fine dell'irraggiamento.
Therm_Test3_void	5	3e8	Ciclo di 6 giorni di irraggiamento (4h di irraggiamento e 20 h per di) alla potenza di 1 kW. Buffer di grafite HTGR Termico in assenza delle sezioni di prova di $U_{nat}$ e fe. Stima delle dosi a contatto sul porta campioni di Al.

## 4 RISULTATI

Le prime due simulazioni, eseguite rispettivamente sul HTGR epitermico e termico (vedi Tabella 3), sono servite essenzialmente a verificare la correttezza della codifica della routine sorgente. La figura 11 riporta il confronto tra lo spettro neutronico ottenuto con FLUKA e quello ottenuto con MCNPX in [10] nella posizione centrale d'irraggiamento, del porta campioni di Al (Vedi figura 6).



**Figura 11.** Confronto tra gli spettri neutronici ottenuti da MCNPX e FLUKA nella posizione centrale del porta campioni (HTGR epitermico run Void\_epi).

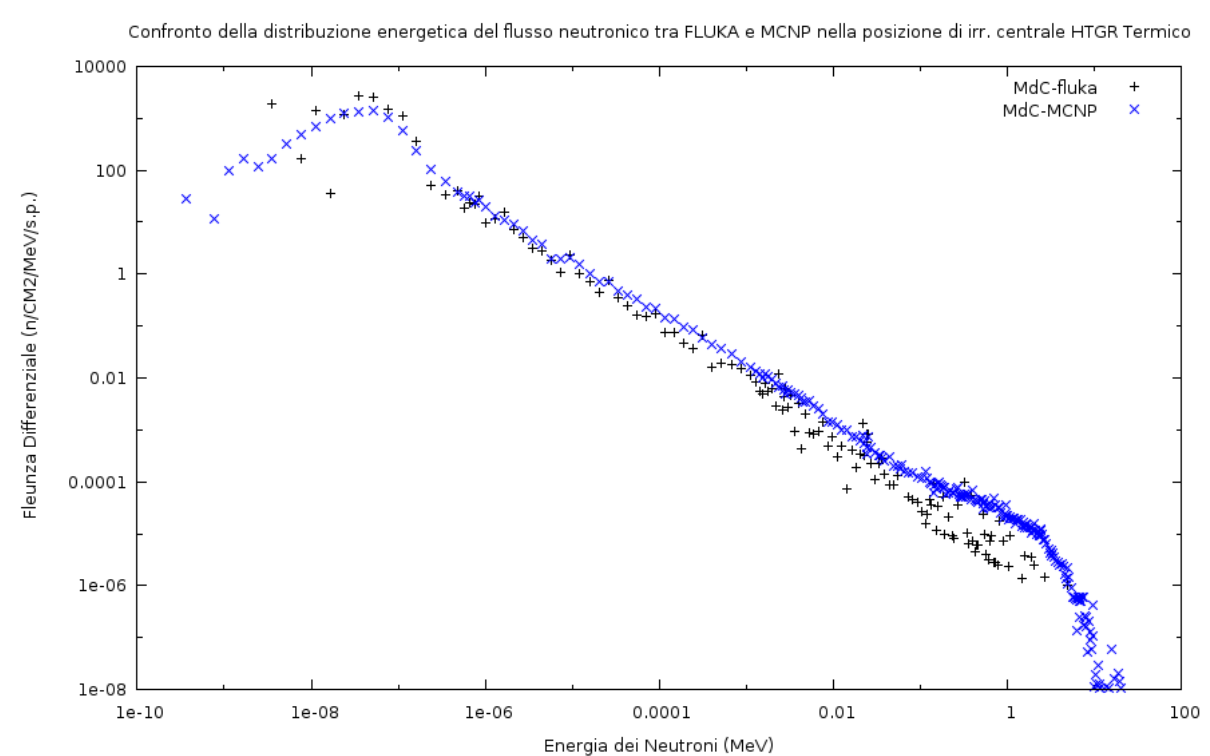
Lo spettro MCNPX possiede una componente termica definita con la presenza di gruppi di neutroni molto freddi (a cui è associato un errore alto) appartenente alla coda a bassa energia. Nella zona veloce lo spettro FLUKA è decisamente più popolato. La figura 12 riporta lo stesso confronto tra gli spettri neutronici FLUKA e MCNPX per il caso HTGR termico.

In questo caso la componente termica ed epitermica dei due spettri è simile, e le differenze sono visibili solo nella zona veloce, dove MCNPX mostra una popolazione neutronica più

alta. Da questi confronti si può concludere che la valutazione fatta con FLUKA, almeno per gli scopi dosimetrici, sia in discreto accordo con le simulazioni MCNPX [10].

La tabella 4 riassume i dati del rateo di Dose equivalente nel caso dell'HTGR epitermico in funzione del tempo passato dalla fine dell'irraggiamento (4h ad 1 kW). Come atteso, la dose a contatto maggiore è stimata nel cilindro di  $U_{nat}$ , anche se le dosi nel cilindro di Fe e nel porta campioni mantengono gli stessi ordini di grandezza di rateo in tutto l'intervallo di tempo esaminato.

Dopo 24 h dalla fine dell'irraggiamento il porta campioni di Al risulta avere un rateo di dose a contatto di circa 1 mSv/h per kW di potenza d'irraggiamento dopo 24h di raffreddamento.



**Figura 12.** Confronto tra gli spettri neutronici ottenuti da MCNPX e FLUKA nella posizione centrale del porta campioni (HTGR termico – run Void\_therm).

La Tabella 5 riporta invece le stime del rateo di dose, in condizioni d'irraggiamento analogo, nel caso dell'HTGR termico. Come ci si aspetta, i livelli di rateo di dose maggiore si riscontrano nel cilindro di  $U_{nat}$ , mentre quelli del porta campioni di Al e del cilindro di Fe

risultano confrontabili. Il porta campioni di Al risulta avere un rateo di dose a contatto di circa a 35 mSv/h per kW di potenza di irraggiamento dopo 24 h di raffreddamento.

**Tabella 4 Rateo della Dose equivalente a contatto nelle componenti delle sezioni di prove di Uranio naturale, Ferro e sul porta campioni di Alluminio dopo 4 ore di irraggiamento ad 1 kW di potenza (caso HTGR epitermico).**

Tempo da fine irraggiamento	Cilindro U <sub>nat</sub>		Cilindro Fe		Portacampioni Al	
	Dose Equivalente [Sv/h/kW]	E% [ $\sigma/E*100$ ]	Dose Equivalente [Sv/h/kW]	E% [ $\sigma/E*100$ ]	Dose Equivalente [Sv/h/kW]	E% [ $\sigma/E*100$ ]
0 h	4.03E+00	1.52%	9.68E-01	1.28%	1.56E+00	0.77%
1 h	3.55E-01	2.62%	1.30E-01	1.59%	1.95E-01	1.30%
2 h	2.06E-01	2.83%	3.91E-02	1.63%	1.14E-01	1.37%
3 h	1.40E-01	2.89%	5.22E-02	1.69%	7.77E-02	1.34%
4 h	1.04E-01	2.92%	3.91E-02	1.63%	5.81E-02	1.27%
5 h	8.18E-02	2.90%	3.13E-02	1.56%	4.63E-02	1.20%
12 h	3.25E-02	2.38%	1.37E-02	1.21%	2.02E-02	0.97%
24 h	1.53E-02	1.69%	6.77E-03	0.99%	1.02E-02	0.89%
48 h	6.89E-03	1.36%	3.57E-03	1.65%	1.21E-04	2.44%
10 gg	9.15E-04	3.01%	3.65E-04	2.34%	5.96E-04	1.67%
30 gg	1.97E-04	4.18%	8.51E-05	3.16%	5.99E-11	0.22%

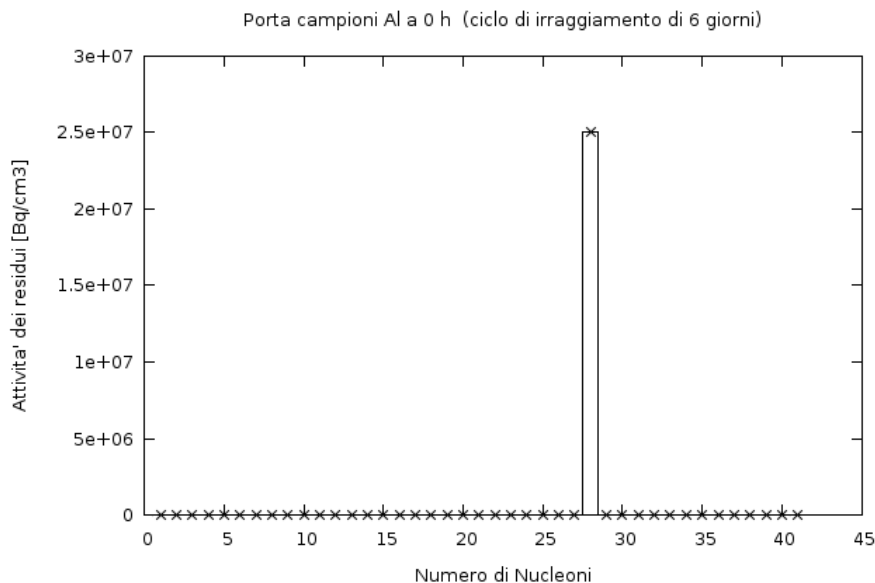
**Tabella 5 Rateo della dose equivalente a contatto nelle componenti delle sezioni di prove di Uranio naturale, Ferro e sul porta campioni di Alluminio dopo 4 ore di irraggiamento ad 1 kW di potenza (caso HTGR termico).**

Tempo da fine irraggiamento	Cilindro U <sub>nat</sub>		Cilindro Fe		Portacampioni Al	
	Dose Equivalente [Sv/h/kW]	E% [ $E/\sigma*100$ ]	Dose Equivalente [Sv/h/kW]	E% [ $\sigma/E *100$ ]	Dose Equivalente [Sv/h/kW]	E% [ $E/\sigma*100$ ]
0 h	2.34E+01	0.27%	5.29E+00	0.80%	8.49E+00	0.31%
1 h	1.87E+00	0.94%	6.67E-01	0.62%	1.01E+00	0.55%
2 h	1.09E+00	0.74%	1.84E-01	1.06%	5.83E-01	0.55%
3 h	7.30E-01	0.46%	2.56E-01	1.04%	3.88E-01	0.51%
4 h	5.33E-01	0.41%	1.84E-01	1.06%	2.80E-01	0.47%
5 h	4.13E-01	0.65%	1.41E-01	1.03%	2.16E-01	0.43%
12 h	1.47E-01	1.72%	5.08E-02	0.77%	7.90E-02	0.44%
24 h	6.17E-02	1.73%	2.23E-02	0.96%	3.49E-02	0.54%
48 h	2.54E-02	1.63%	1.03E-02	0.95%	1.62E-02	0.60%
10 gg	4.40E-03	1.94%	1.64E-03	0.93%	2.52E-03	0.64%
30 gg	1.22E-03	1.31%	4.56E-04	1.62%	8.24E-11	0.33%

Nel caso del ciclo d'irraggiamento di 6 giorni, la Tabella 6 dimostra che i livelli di dose sono simili a quelli sviluppati in un singolo irraggiamento (confronta con Tabella 5).

**Tabella 6 Rateo della dose equivalente a contatto nelle componenti delle sezioni di prove di Uranio naturale, Ferro e sul porta campioni di Alluminio dopo un ciclo di irraggiamento di 6 giorni ad 1 kW di potenza (caso HTGR termico- 4 ore di irraggiamento e 20 ore di pausa per di).**

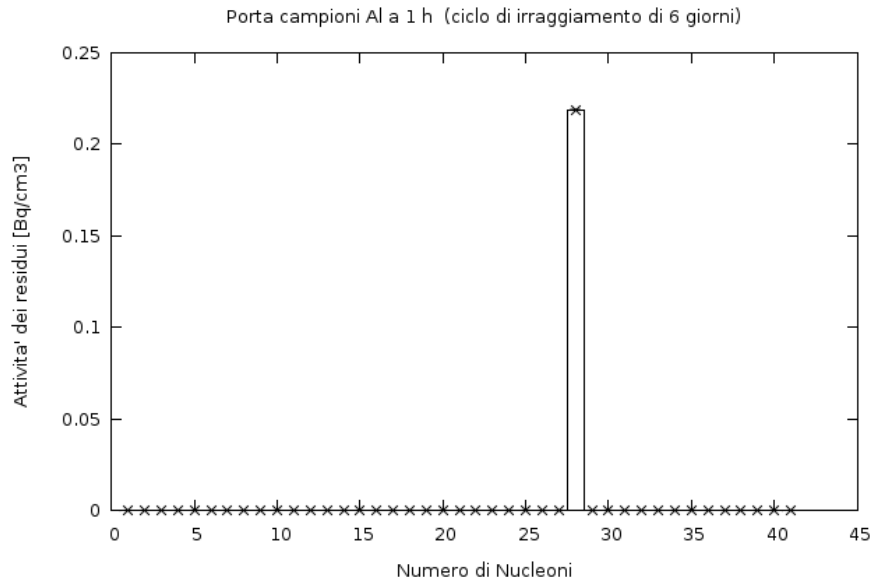
Tempo da fine irraggiamento	Cilindro U <sub>nat.</sub>		Cilindro Fe		Porta campioni Al	
	Rateo Dose Equivalente [Sv/h/kW]	E% [E/σ*100]	Rateo Dose Equivalente [Sv/h/kW]	E% [E/σ*100]	Rateo Dose Equivalente [Sv/h/kW]	E% [E/σ*100]
0 h	2.41E+01	1.58%	5.26E+00	2.49%	8.68E+00	2.17%
1 h	2.06E+00	4.59%	6.64E-01	2.41%	1.03E+00	1.63%
2 h	1.23E+00	5.40%	2.08E-01	1.91%	6.17E-01	1.84%
3 h	8.56E-01	6.20%	2.74E-01	2.05%	4.27E-01	1.72%
4 h	6.46E-01	6.82%	2.08E-01	1.91%	3.22E-01	1.50%
5 h	5.17E-01	7.27%	1.67E-01	1.89%	2.59E-01	1.34%
12 h	2.23E-01	8.41%	7.81E-02	1.55%	1.22E-01	1.39%
1 g	1.23E-01	8.69%	4.59E-02	0.92%	7.15E-02	1.30%
2 g	5.08E-02	7.20%	1.90E-02	0.90%	2.97E-02	1.27%
10 g	2.13E-02	5.95%	7.91E-03	8.56%	1.21E-02	0.74%
30 gg	6.48E-03	5.34%	2.31E-03	12.75%	8.23E-11	0.69%



**Figura 13 Attività dei nuclei residui vs Numero di Nucleoni A nel porta campioni di Al alla fine del ciclo d'irraggiamento.**

Apparentemente il porta campioni di Al, dopo 12-24 h di raffreddamento mostra un rateo di dose a contatto medio di circa 10 mSv/h per kW di potenza d'irraggiamento. Come anticipato nel paragrafo 3.3, la stima del rateo di dose è molto conservativa perché risente del contributo delle emissioni delle componenti contigue a quella in esame. Esaminando la distribuzione dei nuclei residui dell'Alluminio del porta campioni immediatamente dopo la fine dell'irraggiamento (figura 13) si vede come la dose è imputabile esclusivamente all'attività di <sup>28</sup>Al ( $t_{1/2}=2.27$  min) che decade nel nuclide stabile <sup>28</sup>Si. Tale attività diviene praticamente

nulla (vedi figura 14) dopo 1 ora dalla fine dell'irraggiamento. Quindi, l'attività stimata sul porta campioni per tempi superiori a 1 h è senz'altro imputabile ai contributi esterni di  $U_{nat}$  e Fe.



**Figura 14. Attività dei nuclei residui vs Numero di Nucleoni A porta campioni di Al a 1 h dalla fine del ciclo d'irraggiamento.**

Nella tabella 7 sono riportati i ratei di dose a contatto del porta campioni di Al stimati sostituendo i materiali Fe e  $U_{nat}$  con il vuoto (Vedi Tabella 3, ultima riga). Si vede chiaramente che il rateo a 1h dalla fine del ciclo d'irraggiamento è di 3 ordini di grandezza più basso che non nelle condizioni di Tabella 6.


**Tabella 7 Rateo della dose equivalente a contatto del porta campioni di Alluminio dopo un ciclo di irraggiamento di 6 giorni ad 1 kW di potenza (caso HTGR termico- 4 ore di irraggiamento e 20 ore di pausa per di). Simulazione effettuata in assenza di  $U_{nat}$  e Fe.**

Tempo da fine irraggiamento	Porta campioni Al	
	Rateo Dose Equivalente [Sv/h/kW]	E% [ $E/\sigma^*100$ ]
0 h	5.32E-01	3.46%
1 h	4.69E-03	2.01%
2 h	4.43E-03	2.01%
3 h	4.20E-03	2.01%
4 h	3.98E-03	2.01%
5 h	3.76E-03	2.01%
12 h	2.57E-03	2.01%
1 g	1.33E-03	2.01%
2 g	6.67E-04	4.87%
10 g	1.13E-08	7.74%
30 gg	2.54E-11	0.77%

 <b>Ricerca Sistema Elettrico</b>	<b>Sigla di identificazione</b>	<b>Rev.</b>	<b>Distrib.</b>	<b>Pag.</b>	<b>di</b>
	NNFISS – LP3- 015	0	L	22	40

## 5 CONCLUSIONI

- E' possibile realizzare spettri compatibili con HTGR termico ed epitermico impiegando spessori variabili di grafite nuclear grade nel vano colonna termica del reattore TAPIRO.
- I calcoli Monte Carlo indicano che nelle posizioni di misura delle sedi del porta campioni di Al e possibile ottenere l'attivazione di fogli metallici sottili con cui ricostruire lo spettro mediante tecniche di unfolding.
- I tempi di irraggiamento che minimizzano l'attivazione dei materiali della facility e permettono misure  $\gamma$  significative sui fogli metallici sono dell'ordine di 4 h alla potenza di 5 kW del reattore TAPIRO.
- Assumendo che i possibili irraggiamenti vengano eseguiti in una forchetta di potenza tra 1 e 5 kW per 4 ore al giorno per 6 giorni avremo i intervalli di dose:
  - Tra 24 e 125 Sv/h a fine irraggiamento (6-30 mSv/h a contatto dopo 30 giorni di raffreddamento) a contatto dei cilindri di  $U_{nat}$ .
  - Tra 5 e 25 Sv/h a fine irraggiamento (2 -10 mSv/h dopo 30 giorni di raffreddamento) a contatto dei cilindri di Ferro.
  - Tra 9 e 45 Sv/h a fine irraggiamento (82 – 411 pSv/h dopo 30 giorni di raffreddamento. Un calcolo meno conservativo stima la dose a contatto per il porta campioni di Al tra 0.5 e 26 Sv/h (25 – 125 pSv/h a 30 giorni).

 <b>Ricerca Sistema Elettrico</b>	<b>Sigla di identificazione</b>	<b>Rev.</b>	<b>Distrib.</b>	<b>Pag.</b>	<b>di</b>
	NNFISS – LP3- 015	0	L	23	40

## 6 A1: ROUTINE FORTRAN PER LA DEFINIZIONE DELLA SORGENTE PIANA DEL PROBLEMA RIDOTTO.

Sia  $X$  una variabile casuale che obbedisce alla Funzione di Distribuzione Cumulativa (FDC) supposta continua e derivabile e non decrescente:

$$Prob(X \leq x) = F_X(x)$$

Allora la Funzione di Densità di Probabilità di  $X$  sarà:

$$f_X(x) = \frac{dF_X(x)}{dx}$$

dalle condizioni prima enunciate ne consegue che  $f_X(x) \geq 0$

Si osserva come sia sempre possibile ottenere una stima della FDC da un set finito di misure di una variabile aleatoria  $X$ .

Sia  $\{X\}$  un insieme  $N$  di valori misurati della variabile  $X$ . Sia  $\{X\}'$  lo stesso insieme di numeri ordinati in modo crescente. Identifichiamo un certo numero  $\Delta X$  d'intervalli tali che la risoluzione sia

$$\Delta X \ll X_{\max} - X_{\min}$$

a questo punto contiamo il numero di valori di  $X$  che cadono in ciascun intervallo e vediamo che per ciascuno di essi sarà vero che:

$$\frac{n}{N} \approx \frac{\int_{\Delta X} f_X(x) dx}{\Delta X} = \frac{\Delta F}{\Delta X} \approx f_X(x)$$

Una rappresentazione mediante istogrammi dei valori di  $X$  permette una stima della FDC. Nel nostro caso la tabella di distribuzione angolare ed energetica del flusso riportata in Tavola può essere usata per costruire delle funzioni cumulative di densità di probabilità rispetto agli intervalli angolari ed energetici.

In generale le FDC caratteristiche di una sorgente piana possono essere campionate per trasformazione inversa mediante l'ausilio della distribuzione uniforme definita nell'intervallo [0,1] come

$$U[0,1)$$

Attraverso la relazione  $R = \int_{-\infty}^x f_X(x) dx \equiv F_X(X)$  (da cui  $x = F_X^{-1}(R)$  essendo  $F_X(x)$

invertibile) dove R è un numero estratto casualmente in U[0,1).

Nel caso nel campionamento per l'angolo di emissione la FDC ottenuta dai valori di Tabella 8 sarà

**Tabella 8 Funzione di distribuzione angolare della corrente neutronica sulla sorgente piana di neutroni**

Limite superiore del coseno (Radianti)	Funzione di Distribuzione Cumulativa (Normalizzata)
-0.866	2.377E-02
-0.5	9.783E-02
-0.	1.2946E-01
0.5	3.0621E-01
0.866	7.5741E-01
1.	1.0000

Adesso basta invocare mediante un'opportuna routine di campionamento della distribuzione uniforme un valore tra 0 e 1. Ad es. R=0.52 che corrisponde all'intervallo di FDC presente nella quinta riga della Tabella 8 che rappresenta un'emissione in un angolo compreso tra 0.5 e 0.866 radianti rispetto alla normale alla superficie su cui è distribuita la sorgente.

Lo stesso meccanismo è impiegato per campionare l'energia e il punto di emissione sulla superficie. La routine source.f di seguito riportata è stata compilata insieme al pacchetto FLUKA e permette di trasportare i neutroni nella geometria del problema secondo i modi di emissione voluta.

\*\$ CREATE SOURCE.FOR

\*COPY SOURCE

\*

\*==== source =====\*

\*

SUBROUTINE SOURCE ( NOMORE )

INCLUDE '(DBLPRC)'

INCLUDE '(DIMPARG)'

INCLUDE '(IOUNIT)'

\*-----\*

\* Version for the emission on plane normal to z .

\* In TAPIRO thermal colomun

\*-----\*

\* there are six cosines bin stored in ANG(0:5) (angular bin respect Z axis)

\* the angular cumulative is ENEDGE(12)

DIMENSION CFCUM(0:260,6), ANG(0:6),CUMANG(0:6)

\*-----\*

REAL\*8 CGRUPN(260),SWAP

\*

INCLUDE '(BEAMCM)'

INCLUDE '(CASLIM)'

INCLUDE '(FHEAVY)'

INCLUDE '(FLKSTK)'

INCLUDE '(IOIOCM)'

INCLUDE '(LTCLCM)'

INCLUDE '(PAPROP)'

INCLUDE '(SOURCM)'

INCLUDE '(SUMCOU)'

\*

LOGICAL LFIRST

SAVE LFIRST

DATA LFIRST / .TRUE. /

\* Data added to sample a planar Tapiro source (Tino) \*

\*-----\*

\* Neutron group energy bin

DATA CGRUPN / 2.0000D-02,

& 1.9640D-02, 1.9155D-02, 1.8683D-02, 1.8221D-02,

& 1.7771D-02, 1.7333D-02, 1.6905D-02, 1.6487D-02, 1.6080D-02,

& 1.5683D-02, 1.5296D-02, 1.4918D-02, 1.4550D-02, 1.4191D-02,

& 1.3840D-02, 1.3499D-02, 1.3165D-02, 1.2840D-02, 1.2523D-02,

& 1.2214D-02, 1.1913D-02, 1.1618D-02, 1.1332D-02, 1.1052D-02,

& 1.0779D-02, 1.0513D-02, 1.0253D-02, 1.0000D-02, 9.7531D-03,

& 9.5123D-03, 9.2774D-03, 9.0484D-03, 8.8250D-03, 8.6071D-03,

& 8.3946D-03, 8.1873D-03, 7.9852D-03, 7.7880D-03, 7.5957D-03,

& 7.4082D-03, 7.2253D-03, 7.0469D-03, 6.8729D-03, 6.7032D-03,

& 6.6476D-03, 6.5924D-03, 6.5377D-03, 6.3763D-03, 6.2189D-03,

& 6.0653D-03, 5.9155D-03, 5.7695D-03, 5.4881D-03, 5.2205D-03,

& 4.9659D-03, 4.8432D-03, 4.7237D-03, 4.6070D-03, 4.4933D-03,

& 4.2741D-03, 4.0657D-03, 3.8674D-03, 3.6788D-03, 3.4994D-03,

& 3.3287D-03, 3.2465D-03, 3.1664D-03, 3.0882D-03, 3.0119D-03,

& 2.8651D-03, 2.7253D-03, 2.5924D-03, 2.4660D-03, 2.4251D-03,  
 & 2.3852D-03, 2.3652D-03, 2.3457D-03, 2.3069D-03, 2.2689D-03,  
 & 2.2313D-03, 2.1225D-03, 2.0190D-03, 1.9691D-03, 1.9205D-03,  
 & 1.8731D-03, 1.8268D-03, 1.7377D-03, 1.6530D-03, 1.6122D-03,  
 & 1.5724D-03, 1.5336D-03, 1.4957D-03, 1.4227D-03, 1.3534D-03,  
 & 1.2874D-03, 1.2246D-03, 1.1943D-03, 1.1648D-03, 1.1080D-03,  
 & 1.0540D-03, 1.0026D-03, 9.7783D-04, 9.6164D-04, 9.5369D-04,  
 & 9.0718D-04, 8.6294D-04, 8.2085D-04, 7.8082D-04, 7.4274D-04,  
 & 7.0651D-04, 6.7205D-04, 6.3928D-04, 6.0810D-04, 5.7844D-04,  
 & 5.5023D-04, 5.3665D-04, 5.2340D-04, 5.1047D-04, 4.9787D-04,  
 & 4.7359D-04, 4.5049D-04, 4.2852D-04, 4.0762D-04, 3.8774D-04,  
 & 3.6883D-04, 3.5084D-04, 3.3373D-04, 3.1746D-04, 3.0962D-04,  
 & 3.0197D-04, 2.9452D-04, 2.8725D-04, 2.8015D-04, 2.7324D-04,  
 & 2.5991D-04, 2.4724D-04, 2.3518D-04, 2.2371D-04, 2.1280D-04,  
 & 2.0242D-04, 1.9255D-04, 1.8316D-04, 1.7422D-04, 1.6992D-04,  
 & 1.6573D-04, 1.6164D-04, 1.5764D-04, 1.4996D-04, 1.4264D-04,  
 & 1.3569D-04, 1.2907D-04, 1.2277D-04, 1.1679D-04, 1.1109D-04,  
 & 9.8036D-05, 8.6517D-05, 7.6351D-05, 6.7379D-05, 6.2511D-05,  
 & 5.9462D-05, 5.6562D-05, 5.2475D-05, 4.6309D-05, 4.0868D-05,  
 & 3.6066D-05, 3.5175D-05, 3.4307D-05, 3.1828D-05, 2.8088D-05,  
 & 2.6058D-05, 2.4788D-05, 2.4176D-05, 2.3579D-05, 2.1875D-05,  
 & 2.1335D-05, 1.9305D-05, 1.7036D-05, 1.5034D-05, 1.3268D-05,  
 & 1.1709D-05, 1.0333D-05, 9.1188D-06, 8.0473D-06, 7.1017D-06,  
 & 6.2673D-06, 5.5308D-06, 5.0045D-06, 4.5283D-06, 4.3074D-06,  
 & 4.0973D-06, 3.7074D-06, 3.3546D-06, 3.0354D-06, 2.8635D-06,  
 & 2.7465D-06, 2.6126D-06, 2.4852D-06, 2.2487D-06, 2.0347D-06,  
 & 1.8411D-06, 1.6659D-06, 1.5846D-06, 1.5073D-06, 1.3639D-06,  
 & 1.2341D-06, 9.6112D-07, 7.4852D-07, 5.8295D-07, 4.5400D-07,  
 & 3.5357D-07, 2.7536D-07, 2.1445D-07, 1.6702D-07, 1.3007D-07,  
 & 1.0130D-07, 7.8893D-08, 6.1442D-08, 4.7851D-08, 3.7266D-08,  
 & 2.9023D-08, 2.2603D-08, 1.7604D-08, 1.3710D-08, 1.0677D-08,  
 & 8.3153D-09, 6.4759D-09, 5.0435D-09, 3.9279D-09, 3.0590D-09,  
 & 2.3824D-09, 1.8554D-09, 1.4450D-09, 1.1254D-09, 8.7642D-10,  
 & 8.3368D-10, 6.8256D-10, 6.2506D-10, 5.3158D-10, 4.1399D-10,  
 & 2.8261D-10, 1.9293D-10, 1.3170D-10, 8.9909D-11, 6.1377D-11,  
 & 4.1899D-11, 2.8603D-11, 1.9526D-11, 1.3329D-11, 9.0994D-12,  
 & 6.2117D-12, 4.2405D-12, 2.8948D-12, 1.9761D-12, 1.3490D-12,  
 & 9.2092D-13, 6.2867D-13, 4.2917D-13, 2.9297D-13, 2.0000D-13/

\* Angle cosines

DATA ANG/ -1.0D0, -0.866D0, -0.5D0, -0.D0, 0.5D0, 0.866D0,  
 & 1.0D0/

\* Cumulative angular distribution

\* 0.0000e+00 2.6377e-02 9.0783e-02 1.2946e-01 3.0621e-01 7.5741e-01  
 1.0000e+00

DATA CUMANG / 0.0D0, 2.6377D-2, 9.0783D-2,  
 & 1.2946D-1, 3.0621D-1, 7.5741D-1,  
 & 1.0000D0 /

\* Neutron energy group boundaries

\* DATA ENEDGE /

\* & 2.0000D-02, 2.0000D-03, 1.0000D-03, 1.0000D-04, 1.0000D-05,  
 \* & 1.0000D-06, 1.0000D-07, 5.0000D-08, 1.0000D-08, 5.0000D-09,

\* & 5.0000D-10, 1.0000D-14/

\* Cumulative neutron spectrum for angular bin 1

DATA CFCUM /

& 1.4248D-05, 1.8890D-05, 2.3656D-05, 2.8549D-05, 3.3573D-05,  
 & 3.8732D-05, 4.4030D-05, 4.9470D-05, 5.5057D-05, 6.0794D-05,  
 & 6.6687D-05, 7.2739D-05, 7.8956D-05, 8.5341D-05, 9.1901D-05,  
 & 9.8639D-05, 1.0556D-04, 1.1267D-04, 1.1998D-04, 1.2749D-04,  
 & 1.3521D-04, 1.4313D-04, 1.5128D-04, 1.5966D-04, 1.6827D-04,  
 & 1.7711D-04, 1.8621D-04, 1.9556D-04, 2.0517D-04, 2.1506D-04,  
 & 2.2522D-04, 2.3568D-04, 2.4643D-04, 2.5748D-04, 2.6886D-04,  
 & 2.8056D-04, 2.9260D-04, 3.0498D-04, 3.1773D-04, 3.3085D-04,  
 & 3.4435D-04, 3.5825D-04, 3.7256D-04, 3.8729D-04, 4.0246D-04,  
 & 4.1778D-04, 4.3325D-04, 4.4888D-04, 4.6497D-04, 4.8155D-04,  
 & 4.9863D-04, 5.1623D-04, 5.3437D-04, 5.5365D-04, 5.7415D-04,  
 & 5.9597D-04, 6.1848D-04, 6.4172D-04, 6.6571D-04, 6.9048D-04,  
 & 7.1690D-04, 7.4512D-04, 7.7530D-04, 8.0760D-04, 8.4222D-04,  
 & 8.7937D-04, 9.1789D-04, 9.5783D-04, 9.9926D-04, 1.0423D-03,  
 & 1.0887D-03, 1.1388D-03, 1.1931D-03, 1.2522D-03, 1.3129D-03,  
 & 1.3753D-03, 1.4387D-03, 1.5030D-03, 1.5692D-03, 1.6374D-03,  
 & 1.7077D-03, 1.7848D-03, 1.8697D-03, 3.8193D-03, 5.8210D-03,  
 & 7.8762D-03, 9.9865D-03, 1.2212D-02, 1.4558D-02, 1.6968D-02,  
 & 1.9443D-02, 2.1985D-02, 2.4596D-02, 2.7351D-02, 3.0258D-02,  
 & 3.3327D-02, 3.6567D-02, 3.9898D-02, 4.3320D-02, 4.6935D-02,  
 & 5.0755D-02, 5.4792D-02, 5.5742D-02, 5.6707D-02, 5.7681D-02,  
 & 5.8706D-02, 5.9783D-02, 6.0917D-02, 6.2109D-02, 6.3363D-02,  
 & 6.4682D-02, 6.6071D-02, 6.7531D-02, 6.9068D-02, 7.0684D-02,  
 & 7.2385D-02, 7.4130D-02, 7.5921D-02, 7.7757D-02, 7.9641D-02,  
 & 8.1623D-02, 8.3709D-02, 8.5905D-02, 8.8216D-02, 9.0649D-02,  
 & 9.3210D-02, 9.5907D-02, 9.8746D-02, 1.0173D-01, 1.0480D-01,  
 & 1.0795D-01, 1.1118D-01, 1.1449D-01, 1.1790D-01, 1.2139D-01,  
 & 1.2506D-01, 1.2894D-01, 1.3302D-01, 1.3732D-01, 1.4185D-01,  
 & 1.4663D-01, 1.5166D-01, 1.5697D-01, 1.6257D-01, 1.6831D-01,  
 & 1.7421D-01, 1.8027D-01, 1.8650D-01, 1.9307D-01, 1.9999D-01,  
 & 2.0731D-01, 2.1502D-01, 2.2317D-01, 2.3178D-01, 2.4087D-01,  
 & 2.4245D-01, 2.4425D-01, 2.4629D-01, 2.4860D-01, 2.5110D-01,  
 & 2.5373D-01, 2.5650D-01, 2.5948D-01, 2.6287D-01, 2.6673D-01,  
 & 2.7111D-01, 2.7560D-01, 2.8022D-01, 2.8520D-01, 2.9088D-01,  
 & 2.9701D-01, 3.0347D-01, 3.1010D-01, 3.1690D-01, 3.2426D-01,  
 & 3.3182D-01, 3.4021D-01, 3.4980D-01, 3.6074D-01, 3.7327D-01,  
 & 3.8762D-01, 4.0408D-01, 4.0635D-01, 4.0892D-01, 4.1183D-01,  
 & 4.1514D-01, 4.1890D-01, 4.2307D-01, 4.2768D-01, 4.3253D-01,  
 & 4.3764D-01, 4.4330D-01, 4.4958D-01, 4.5653D-01, 4.6392D-01,  
 & 4.7164D-01, 4.7977D-01, 4.8833D-01, 4.9783D-01, 5.0839D-01,  
 & 5.2011D-01, 5.3316D-01, 5.4691D-01, 5.6142D-01, 5.7758D-01,  
 & 5.9558D-01, 5.9691D-01, 5.9864D-01, 6.0090D-01, 6.0388D-01,  
 & 6.0786D-01, 6.1321D-01, 6.2054D-01, 6.3085D-01, 6.4592D-01,  
 & 6.6943D-01, 6.8505D-01, 7.0597D-01, 7.0921D-01, 7.1351D-01,  
 & 7.1930D-01, 7.2719D-01, 7.3821D-01, 7.5416D-01, 7.7863D-01,  
 & 7.9555D-01, 8.1768D-01, 8.4679D-01, 8.5054D-01, 8.5535D-01,  
 & 8.6153D-01, 8.6947D-01, 8.7965D-01, 8.9273D-01, 9.0953D-01,  
 & 9.2719D-01, 9.4876D-01, 9.7231D-01, 1.0000D+00, 1.0000D+00,  
 & 1.0000D+00, 1.0000D+00, 1.0000D+00, 1.0000D+00, 1.0000D+00,

& 1.0000D+00, 1.0000D+00, 1.0000D+00, 1.0000D+00, 1.0000D+00,  
& 1.0000D+00, 1.0000D+00, 1.0000D+00, 1.0000D+00, 1.0000D+00,  
& 1.0000D+00, 1.0000D+00, 1.0000D+00, 1.0000D+00, 1.0000D+00,  
& 1.0000D+00,  
& 1.0800D-05, 1.5179D-05, 1.9675D-05, 2.4291D-05, 2.9031D-05,  
& 3.3898D-05, 3.8895D-05, 4.4027D-05, 4.9297D-05, 5.4710D-05,  
& 6.0269D-05, 6.5979D-05, 7.1843D-05, 7.7867D-05, 8.4055D-05,  
& 9.0412D-05, 9.6942D-05, 1.0365D-04, 1.1055D-04, 1.1763D-04,  
& 1.2491D-04, 1.3239D-04, 1.4007D-04, 1.4797D-04, 1.5609D-04,  
& 1.6444D-04, 1.7302D-04, 1.8184D-04, 1.9091D-04, 2.0024D-04,  
& 2.0983D-04, 2.1969D-04, 2.2983D-04, 2.4026D-04, 2.5099D-04,  
& 2.6203D-04, 2.7338D-04, 2.8507D-04, 2.9709D-04, 3.0947D-04,  
& 3.2221D-04, 3.3532D-04, 3.4882D-04, 3.6271D-04, 3.7702D-04,  
& 3.9148D-04, 4.0607D-04, 4.2081D-04, 4.3599D-04, 4.5163D-04,  
& 4.6775D-04, 4.8435D-04, 5.0147D-04, 5.1965D-04, 5.3899D-04,  
& 5.5957D-04, 5.8081D-04, 6.0273D-04, 6.2536D-04, 6.4873D-04,  
& 6.7366D-04, 7.0028D-04, 7.2875D-04, 7.5922D-04, 7.9187D-04,  
& 8.2692D-04, 8.6326D-04, 9.0093D-04, 9.4002D-04, 9.8059D-04,  
& 1.0244D-03, 1.0717D-03, 1.1229D-03, 1.1786D-03, 1.2359D-03,  
& 1.2948D-03, 1.3546D-03, 1.4152D-03, 1.4777D-03, 1.5420D-03,  
& 1.6083D-03, 1.6810D-03, 1.7611D-03, 3.7541D-03, 5.8002D-03,  
& 7.9011D-03, 1.0058D-02, 1.2333D-02, 1.4731D-02, 1.7195D-02,  
& 1.9725D-02, 2.2323D-02, 2.4992D-02, 2.7808D-02, 3.0780D-02,  
& 3.3917D-02, 3.7229D-02, 4.0633D-02, 4.4132D-02, 4.7827D-02,  
& 5.1732D-02, 5.5859D-02, 5.6819D-02, 5.7795D-02, 5.8779D-02,  
& 5.9814D-02, 6.0904D-02, 6.2049D-02, 6.3254D-02, 6.4522D-02,  
& 6.5856D-02, 6.7259D-02, 6.8735D-02, 7.0288D-02, 7.1922D-02,  
& 7.3642D-02, 7.5405D-02, 7.7215D-02, 7.9071D-02, 8.0975D-02,  
& 8.2978D-02, 8.5087D-02, 8.7307D-02, 8.9643D-02, 9.2102D-02,  
& 9.4691D-02, 9.7416D-02, 1.0029D-01, 1.0331D-01, 1.0641D-01,  
& 1.0959D-01, 1.1285D-01, 1.1620D-01, 1.1964D-01, 1.2317D-01,  
& 1.2689D-01, 1.3080D-01, 1.3493D-01, 1.3928D-01, 1.4386D-01,  
& 1.4868D-01, 1.5377D-01, 1.5914D-01, 1.6479D-01, 1.7060D-01,  
& 1.7657D-01, 1.8269D-01, 1.8898D-01, 1.9562D-01, 2.0262D-01,  
& 2.1001D-01, 2.1782D-01, 2.2605D-01, 2.3475D-01, 2.4394D-01,  
& 2.4553D-01, 2.4733D-01, 2.4938D-01, 2.5170D-01, 2.5421D-01,  
& 2.5685D-01, 2.5963D-01, 2.6262D-01, 2.6603D-01, 2.6990D-01,  
& 2.7430D-01, 2.7881D-01, 2.8344D-01, 2.8845D-01, 2.9414D-01,  
& 3.0030D-01, 3.0678D-01, 3.1344D-01, 3.2027D-01, 3.2766D-01,  
& 3.3525D-01, 3.4367D-01, 3.5329D-01, 3.6428D-01, 3.7686D-01,  
& 3.9126D-01, 4.0779D-01, 4.1006D-01, 4.1263D-01, 4.1555D-01,  
& 4.1887D-01, 4.2264D-01, 4.2680D-01, 4.3142D-01, 4.3628D-01,  
& 4.4140D-01, 4.4707D-01, 4.5335D-01, 4.6032D-01, 4.6772D-01,  
& 4.7545D-01, 4.8358D-01, 4.9216D-01, 5.0167D-01, 5.1224D-01,  
& 5.2399D-01, 5.3705D-01, 5.5082D-01, 5.6536D-01, 5.8154D-01,  
& 5.9957D-01, 6.0089D-01, 6.0262D-01, 6.0488D-01, 6.0786D-01,  
& 6.1183D-01, 6.1718D-01, 6.2450D-01, 6.3480D-01, 6.4985D-01,  
& 6.7334D-01, 6.8885D-01, 7.0962D-01, 7.1283D-01, 7.1710D-01,  
& 7.2284D-01, 7.3066D-01, 7.4159D-01, 7.5740D-01, 7.8166D-01,  
& 7.9836D-01, 8.2020D-01, 8.4893D-01, 8.5262D-01, 8.5737D-01,  
& 8.6346D-01, 8.7129D-01, 8.8133D-01, 8.9423D-01, 9.1079D-01,  
& 9.2820D-01, 9.4947D-01, 9.7269D-01, 1.0000D+00, 1.0000D+00,

& 1.0000D+00, 1.0000D+00, 1.0000D+00, 1.0000D+00, 1.0000D+00,  
& 1.0000D+00, 1.0000D+00, 1.0000D+00, 1.0000D+00, 1.0000D+00,  
& 1.0000D+00, 1.0000D+00, 1.0000D+00, 1.0000D+00, 1.0000D+00,  
& 1.0000D+00, 1.0000D+00, 1.0000D+00, 1.0000D+00, 1.0000D+00,  
& 1.0000D+00,  
& 1.3673D-05, 1.8483D-05, 2.3422D-05, 2.8493D-05, 3.3700D-05,  
& 3.9046D-05, 4.4536D-05, 5.0174D-05, 5.5963D-05, 6.1909D-05,  
& 6.8016D-05, 7.4288D-05, 8.0731D-05, 8.7348D-05, 9.4146D-05,  
& 1.0113D-04, 1.0830D-04, 1.1567D-04, 1.2325D-04, 1.3103D-04,  
& 1.3902D-04, 1.4724D-04, 1.5569D-04, 1.6436D-04, 1.7328D-04,  
& 1.8245D-04, 1.9188D-04, 2.0157D-04, 2.1153D-04, 2.2178D-04,  
& 2.3231D-04, 2.4314D-04, 2.5428D-04, 2.6574D-04, 2.7753D-04,  
& 2.8966D-04, 3.0213D-04, 3.1497D-04, 3.2818D-04, 3.4177D-04,  
& 3.5576D-04, 3.7017D-04, 3.8500D-04, 4.0026D-04, 4.1599D-04,  
& 4.3186D-04, 4.4790D-04, 4.6409D-04, 4.8077D-04, 4.9795D-04,  
& 5.1565D-04, 5.3389D-04, 5.5269D-04, 5.7267D-04, 5.9392D-04,  
& 6.1652D-04, 6.3986D-04, 6.6394D-04, 6.8879D-04, 7.1446D-04,  
& 7.4185D-04, 7.7110D-04, 8.0237D-04, 8.3584D-04, 8.7172D-04,  
& 9.1022D-04, 9.5013D-04, 9.9152D-04, 1.0345D-03, 1.0790D-03,  
& 1.1271D-03, 1.1791D-03, 1.2354D-03, 1.2966D-03, 1.3595D-03,  
& 1.4242D-03, 1.4899D-03, 1.5565D-03, 1.6251D-03, 1.6958D-03,  
& 1.7686D-03, 1.8485D-03, 1.9365D-03, 3.8882D-03, 5.8921D-03,  
& 7.9495D-03, 1.0062D-02, 1.2290D-02, 1.4639D-02, 1.7051D-02,  
& 1.9529D-02, 2.2073D-02, 2.4687D-02, 2.7445D-02, 3.0356D-02,  
& 3.3428D-02, 3.6672D-02, 4.0005D-02, 4.3431D-02, 4.7051D-02,  
& 5.0874D-02, 5.4916D-02, 5.8688D-02, 5.6836D-02, 5.7812D-02,  
& 5.8839D-02, 5.9919D-02, 6.1055D-02, 6.2250D-02, 6.3507D-02,  
& 6.4830D-02, 6.6221D-02, 6.7685D-02, 6.9225D-02, 7.0846D-02,  
& 7.2551D-02, 7.4300D-02, 7.6094D-02, 7.7935D-02, 7.9823D-02,  
& 8.1810D-02, 8.3901D-02, 8.6102D-02, 8.8419D-02, 9.0858D-02,  
& 9.3425D-02, 9.6128D-02, 9.8973D-02, 1.0197D-01, 1.0504D-01,  
& 1.0820D-01, 1.1144D-01, 1.1476D-01, 1.1817D-01, 1.2167D-01,  
& 1.2535D-01, 1.2924D-01, 1.3333D-01, 1.3764D-01, 1.4218D-01,  
& 1.4697D-01, 1.5201D-01, 1.5733D-01, 1.6294D-01, 1.6870D-01,  
& 1.7462D-01, 1.8069D-01, 1.8693D-01, 1.9351D-01, 2.0046D-01,  
& 2.0779D-01, 2.1553D-01, 2.2369D-01, 2.3232D-01, 2.4143D-01,  
& 2.4302D-01, 2.4482D-01, 2.4686D-01, 2.4918D-01, 2.5168D-01,  
& 2.5431D-01, 2.5708D-01, 2.6007D-01, 2.6346D-01, 2.6732D-01,  
& 2.7171D-01, 2.7621D-01, 2.8083D-01, 2.8582D-01, 2.9150D-01,  
& 2.9764D-01, 3.0411D-01, 3.1075D-01, 3.1756D-01, 3.2493D-01,  
& 3.3250D-01, 3.4090D-01, 3.5050D-01, 3.6146D-01, 3.7400D-01,  
& 3.8837D-01, 4.0485D-01, 4.0713D-01, 4.0970D-01, 4.1263D-01,  
& 4.1595D-01, 4.1973D-01, 4.2391D-01, 4.2853D-01, 4.3340D-01,  
& 4.3853D-01, 4.4421D-01, 4.5051D-01, 4.5749D-01, 4.6491D-01,  
& 4.7265D-01, 4.8081D-01, 4.8940D-01, 4.9894D-01, 5.0953D-01,  
& 5.2130D-01, 5.3439D-01, 5.4819D-01, 5.6275D-01, 5.7897D-01,  
& 5.9704D-01, 5.9837D-01, 6.0010D-01, 6.0237D-01, 6.0537D-01,  
& 6.0935D-01, 6.1472D-01, 6.2209D-01, 6.3243D-01, 6.4755D-01,  
& 6.7114D-01, 6.8674D-01, 7.0764D-01, 7.1087D-01, 7.1516D-01,  
& 7.2093D-01, 7.2880D-01, 7.3979D-01, 7.5569D-01, 7.8009D-01,  
& 7.9691D-01, 8.1890D-01, 8.4782D-01, 8.5155D-01, 8.5633D-01,  
& 8.6246D-01, 8.7035D-01, 8.8046D-01, 8.9346D-01, 9.1014D-01,

& 9.2768D-01, 9.4910D-01, 9.7249D-01, 1.0000D+00, 1.0000D+00,  
& 1.0000D+00, 1.0000D+00, 1.0000D+00, 1.0000D+00, 1.0000D+00,  
& 1.0000D+00, 1.0000D+00, 1.0000D+00, 1.0000D+00, 1.0000D+00,  
& 1.0000D+00, 1.0000D+00, 1.0000D+00, 1.0000D+00, 1.0000D+00,  
& 1.0000D+00, 1.0000D+00, 1.0000D+00, 1.0000D+00, 1.0000D+00,  
& 1.0000D+00,  
& 3.3909D-05, 4.6790D-05, 6.0015D-05, 7.3594D-05, 8.7536D-05,  
& 1.0185D-04, 1.1655D-04, 1.3165D-04, 1.4715D-04, 1.6307D-04,  
& 1.7943D-04, 1.9622D-04, 2.1347D-04, 2.3119D-04, 2.4939D-04,  
& 2.6809D-04, 2.8730D-04, 3.0704D-04, 3.2732D-04, 3.4816D-04,  
& 3.6957D-04, 3.9157D-04, 4.1418D-04, 4.3742D-04, 4.6131D-04,  
& 4.8586D-04, 5.1110D-04, 5.3705D-04, 5.6373D-04, 5.9116D-04,  
& 6.1936D-04, 6.4837D-04, 6.7820D-04, 7.0889D-04, 7.4045D-04,  
& 7.7292D-04, 8.0633D-04, 8.4070D-04, 8.7607D-04, 9.1247D-04,  
& 9.4994D-04, 9.8851D-04, 1.0282D-03, 1.0691D-03, 1.1112D-03,  
& 1.1537D-03, 1.1966D-03, 1.2400D-03, 1.2847D-03, 1.3307D-03,  
& 1.3781D-03, 1.4269D-03, 1.4773D-03, 1.5308D-03, 1.5876D-03,  
& 1.6482D-03, 1.7107D-03, 1.7751D-03, 1.8417D-03, 1.9104D-03,  
& 1.9838D-03, 2.0621D-03, 2.1458D-03, 2.2355D-03, 2.3315D-03,  
& 2.4346D-03, 2.5415D-03, 2.6523D-03, 2.7673D-03, 2.8867D-03,  
& 3.0154D-03, 3.1546D-03, 3.3053D-03, 3.4691D-03, 3.6376D-03,  
& 3.8109D-03, 3.9868D-03, 4.1652D-03, 4.3490D-03, 4.5382D-03,  
& 4.7332D-03, 4.9471D-03, 5.1827D-03, 5.3673D-03, 1.1637D-02,  
& 1.4994D-02, 1.8441D-02, 2.2076D-02, 2.5908D-02, 2.9845D-02,  
& 3.3887D-02, 3.8039D-02, 4.2304D-02, 4.6804D-02, 5.1553D-02,  
& 5.6566D-02, 6.1859D-02, 6.7299D-02, 7.2889D-02, 7.8794D-02,  
& 8.5033D-02, 9.1628D-02, 9.2953D-02, 9.4300D-02, 9.5659D-02,  
& 9.7088D-02, 9.8591D-02, 1.0017D-01, 1.0184D-01, 1.0359D-01,  
& 1.0543D-01, 1.0736D-01, 1.0940D-01, 1.1154D-01, 1.1380D-01,  
& 1.1617D-01, 1.1861D-01, 1.2110D-01, 1.2367D-01, 1.2629D-01,  
& 1.2906D-01, 1.3197D-01, 1.3503D-01, 1.3826D-01, 1.4165D-01,  
& 1.4523D-01, 1.4899D-01, 1.5295D-01, 1.5712D-01, 1.6140D-01,  
& 1.6579D-01, 1.7030D-01, 1.7492D-01, 1.7967D-01, 1.8454D-01,  
& 1.8967D-01, 1.9507D-01, 2.0077D-01, 2.0677D-01, 2.1309D-01,  
& 2.1975D-01, 2.2677D-01, 2.3418D-01, 2.4199D-01, 2.5000D-01,  
& 2.5824D-01, 2.6669D-01, 2.7538D-01, 2.8454D-01, 2.9420D-01,  
& 3.0440D-01, 3.1517D-01, 3.2654D-01, 3.3855D-01, 3.5123D-01,  
& 3.5297D-01, 3.5494D-01, 3.5717D-01, 3.5971D-01, 3.6245D-01,  
& 3.6533D-01, 3.6836D-01, 3.7164D-01, 3.7535D-01, 3.7958D-01,  
& 3.8438D-01, 3.8931D-01, 3.9437D-01, 3.9984D-01, 4.0605D-01,  
& 4.1278D-01, 4.1986D-01, 4.2713D-01, 4.3459D-01, 4.4266D-01,  
& 4.5094D-01, 4.6015D-01, 4.7065D-01, 4.8265D-01, 4.9639D-01,  
& 5.1212D-01, 5.3017D-01, 5.3215D-01, 5.3441D-01, 5.3696D-01,  
& 5.3987D-01, 5.4317D-01, 5.4682D-01, 5.5086D-01, 5.5512D-01,  
& 5.5960D-01, 5.6457D-01, 5.7007D-01, 5.7617D-01, 5.8265D-01,  
& 5.8942D-01, 5.9655D-01, 6.0406D-01, 6.1239D-01, 6.2165D-01,  
& 6.3194D-01, 6.4338D-01, 6.5544D-01, 6.6817D-01, 6.8234D-01,  
& 6.9814D-01, 6.9924D-01, 7.0069D-01, 7.0258D-01, 7.0507D-01,  
& 7.0840D-01, 7.1287D-01, 7.1900D-01, 7.2762D-01, 7.4021D-01,  
& 7.5987D-01, 7.7187D-01, 7.8793D-01, 7.9036D-01, 7.9359D-01,  
& 7.9792D-01, 8.0383D-01, 8.1209D-01, 8.2403D-01, 8.4236D-01,  
& 8.5449D-01, 8.7036D-01, 8.9122D-01, 8.9388D-01, 8.9730D-01,

& 9.0169D-01, 9.0732D-01, 9.1455D-01, 9.2384D-01, 9.3577D-01,  
& 9.4830D-01, 9.6362D-01, 9.8034D-01, 1.0000D+00, 1.0000D+00,  
& 1.0000D+00, 1.0000D+00, 1.0000D+00, 1.0000D+00, 1.0000D+00,  
& 1.0000D+00, 1.0000D+00, 1.0000D+00, 1.0000D+00, 1.0000D+00,  
& 1.0000D+00, 1.0000D+00, 1.0000D+00, 1.0000D+00, 1.0000D+00,  
& 1.0000D+00, 1.0000D+00, 1.0000D+00, 1.0000D+00, 1.0000D+00,  
& 1.0000D+00,  
& 5.0242D-05, 6.6392D-05, 8.2973D-05, 9.9997D-05, 1.1748D-04,  
& 1.3543D-04, 1.5386D-04, 1.7278D-04, 1.9222D-04, 2.1219D-04,  
& 2.3269D-04, 2.5374D-04, 2.7537D-04, 2.9759D-04, 3.2041D-04,  
& 3.4386D-04, 3.6794D-04, 3.9269D-04, 4.1811D-04, 4.4423D-04,  
& 4.7108D-04, 4.9866D-04, 5.2701D-04, 5.5615D-04, 5.8610D-04,  
& 6.1688D-04, 6.4853D-04, 6.8106D-04, 7.1451D-04, 7.4890D-04,  
& 7.8426D-04, 8.2063D-04, 8.5803D-04, 8.9650D-04, 9.3608D-04,  
& 9.7679D-04, 1.0187D-03, 1.0618D-03, 1.1061D-03, 1.1518D-03,  
& 1.1987D-03, 1.2471D-03, 1.2969D-03, 1.3481D-03, 1.4009D-03,  
& 1.4542D-03, 1.5080D-03, 1.5624D-03, 1.6184D-03, 1.6761D-03,  
& 1.7355D-03, 1.7967D-03, 1.8599D-03, 1.9269D-03, 1.9983D-03,  
& 2.0742D-03, 2.1525D-03, 2.2333D-03, 2.3168D-03, 2.4030D-03,  
& 2.4949D-03, 2.5931D-03, 2.6981D-03, 2.8105D-03, 2.9309D-03,  
& 3.0602D-03, 3.1942D-03, 3.3331D-03, 3.4773D-03, 3.6269D-03,  
& 3.7883D-03, 3.9628D-03, 4.1518D-03, 4.3572D-03, 4.5684D-03,  
& 4.7857D-03, 5.0062D-03, 5.2299D-03, 5.4603D-03, 5.6975D-03,  
& 5.9420D-03, 6.2102D-03, 6.5056D-03, 6.8881D-03, 1.2956D-02,  
& 1.6310D-02, 1.9755D-02, 2.3387D-02, 2.7218D-02, 3.1151D-02,  
& 3.5191D-02, 3.9340D-02, 4.3602D-02, 4.8099D-02, 5.2845D-02,  
& 5.7855D-02, 6.3144D-02, 6.8580D-02, 7.4166D-02, 8.0068D-02,  
& 8.6303D-02, 9.2893D-02, 9.4207D-02, 9.5543D-02, 9.6890D-02,  
& 9.8307D-02, 9.9798D-02, 1.0137D-01, 1.0302D-01, 1.0475D-01,  
& 1.0658D-01, 1.0850D-01, 1.1052D-01, 1.1264D-01, 1.1488D-01,  
& 1.1723D-01, 1.1965D-01, 1.2212D-01, 1.2466D-01, 1.2727D-01,  
& 1.3001D-01, 1.3290D-01, 1.3594D-01, 1.3913D-01, 1.4250D-01,  
& 1.4604D-01, 1.4977D-01, 1.5370D-01, 1.5784D-01, 1.6208D-01,  
& 1.6644D-01, 1.7090D-01, 1.7549D-01, 1.8020D-01, 1.8503D-01,  
& 1.9011D-01, 1.9547D-01, 2.0112D-01, 2.0707D-01, 2.1334D-01,  
& 2.1995D-01, 2.2691D-01, 2.3425D-01, 2.4200D-01, 2.4995D-01,  
& 2.5811D-01, 2.6650D-01, 2.7511D-01, 2.8419D-01, 2.9378D-01,  
& 3.0389D-01, 3.1457D-01, 3.2585D-01, 3.3775D-01, 3.5033D-01,  
& 3.5207D-01, 3.5404D-01, 3.5627D-01, 3.5881D-01, 3.6155D-01,  
& 3.6444D-01, 3.6747D-01, 3.7074D-01, 3.7446D-01, 3.7869D-01,  
& 3.8350D-01, 3.8843D-01, 3.9349D-01, 3.9896D-01, 4.0518D-01,  
& 4.1191D-01, 4.1899D-01, 4.2626D-01, 4.3373D-01, 4.4180D-01,  
& 4.5009D-01, 4.5930D-01, 4.6981D-01, 4.8182D-01, 4.9556D-01,  
& 5.1130D-01, 5.2935D-01, 5.3134D-01, 5.3360D-01, 5.3616D-01,  
& 5.3907D-01, 5.4238D-01, 5.4604D-01, 5.5009D-01, 5.5435D-01,  
& 5.5884D-01, 5.6381D-01, 5.6933D-01, 5.7544D-01, 5.8193D-01,  
& 5.8871D-01, 5.9585D-01, 6.0337D-01, 6.1172D-01, 6.2100D-01,  
& 6.3130D-01, 6.4276D-01, 6.5485D-01, 6.6759D-01, 6.8179D-01,  
& 6.9761D-01, 6.9872D-01, 7.0017D-01, 7.0206D-01, 7.0456D-01,  
& 7.0789D-01, 7.1237D-01, 7.1852D-01, 7.2715D-01, 7.3977D-01,  
& 7.5947D-01, 7.7149D-01, 7.8759D-01, 7.9002D-01, 7.9326D-01,  
& 7.9760D-01, 8.0352D-01, 8.1179D-01, 8.2376D-01, 8.4213D-01,

& 8.5428D-01, 8.7017D-01, 8.9106D-01, 8.9373D-01, 8.9715D-01,  
& 9.0154D-01, 9.0719D-01, 9.1443D-01, 9.2373D-01, 9.3567D-01,  
& 9.4823D-01, 9.6356D-01, 9.8031D-01, 1.0000D+00, 1.0000D+00,  
& 1.0000D+00, 1.0000D+00, 1.0000D+00, 1.0000D+00, 1.0000D+00,  
& 1.0000D+00, 1.0000D+00, 1.0000D+00, 1.0000D+00, 1.0000D+00,  
& 1.0000D+00, 1.0000D+00, 1.0000D+00, 1.0000D+00, 1.0000D+00,  
& 1.0000D+00, 1.0000D+00, 1.0000D+00, 1.0000D+00, 1.0000D+00,  
& 1.0000D+00,  
& 5.9870D-05, 7.7240D-05, 9.5075D-05, 1.1339D-04, 1.3219D-04,  
& 1.5149D-04, 1.7132D-04, 1.9167D-04, 2.1258D-04, 2.3405D-04,  
& 2.5610D-04, 2.7875D-04, 3.0202D-04, 3.2591D-04, 3.5046D-04,  
& 3.7567D-04, 4.0158D-04, 4.2819D-04, 4.5554D-04, 4.8364D-04,  
& 5.1251D-04, 5.4218D-04, 5.7268D-04, 6.0401D-04, 6.3622D-04,  
& 6.6933D-04, 7.0337D-04, 7.3836D-04, 7.7434D-04, 8.1133D-04,  
& 8.4937D-04, 8.8848D-04, 9.2871D-04, 9.7009D-04, 1.0127D-03,  
& 1.0564D-03, 1.1015D-03, 1.1478D-03, 1.1955D-03, 1.2446D-03,  
& 1.2952D-03, 1.3472D-03, 1.4007D-03, 1.4558D-03, 1.5126D-03,  
& 1.5699D-03, 1.6278D-03, 1.6863D-03, 1.7465D-03, 1.8086D-03,  
& 1.8725D-03, 1.9384D-03, 2.0063D-03, 2.0784D-03, 2.1551D-03,  
& 2.2368D-03, 2.3210D-03, 2.4080D-03, 2.4977D-03, 2.5904D-03,  
& 2.6893D-03, 2.7949D-03, 2.9078D-03, 3.0287D-03, 3.1582D-03,  
& 3.2973D-03, 3.4414D-03, 3.5909D-03, 3.7459D-03, 3.9069D-03,  
& 4.0805D-03, 4.2681D-03, 4.4715D-03, 4.6923D-03, 4.9195D-03,  
& 5.1533D-03, 5.3904D-03, 5.6310D-03, 5.8788D-03, 6.1340D-03,  
& 6.3969D-03, 6.6854D-03, 7.0031D-03, 1.0193D-02, 1.3467D-02,  
& 1.6829D-02, 2.0282D-02, 2.3922D-02, 2.7760D-02, 3.1702D-02,  
& 3.5751D-02, 3.9910D-02, 4.4181D-02, 4.8688D-02, 5.3444D-02,  
& 5.8464D-02, 6.3765D-02, 6.9213D-02, 7.4812D-02, 8.0726D-02,  
& 8.6974D-02, 9.3579D-02, 9.4891D-02, 9.6226D-02, 9.7571D-02,  
& 9.8987D-02, 1.0048D-01, 1.0204D-01, 1.0369D-01, 1.0542D-01,  
& 1.0725D-01, 1.0916D-01, 1.1118D-01, 1.1330D-01, 1.1554D-01,  
& 1.1789D-01, 1.2030D-01, 1.2277D-01, 1.2531D-01, 1.2791D-01,  
& 1.3065D-01, 1.3354D-01, 1.3657D-01, 1.3976D-01, 1.4313D-01,  
& 1.4666D-01, 1.5039D-01, 1.5431D-01, 1.5844D-01, 1.6268D-01,  
& 1.6703D-01, 1.7149D-01, 1.7607D-01, 1.8077D-01, 1.8560D-01,  
& 1.9068D-01, 1.9603D-01, 2.0167D-01, 2.0761D-01, 2.1388D-01,  
& 2.2048D-01, 2.2743D-01, 2.3477D-01, 2.4250D-01, 2.5044D-01,  
& 2.5859D-01, 2.6697D-01, 2.7557D-01, 2.8464D-01, 2.9422D-01,  
& 3.0432D-01, 3.1498D-01, 3.2624D-01, 3.3814D-01, 3.5070D-01,  
& 3.5243D-01, 3.5440D-01, 3.5664D-01, 3.5918D-01, 3.6192D-01,  
& 3.6480D-01, 3.6783D-01, 3.7111D-01, 3.7483D-01, 3.7905D-01,  
& 3.8386D-01, 3.8879D-01, 3.9385D-01, 3.9931D-01, 4.0553D-01,  
& 4.1226D-01, 4.1934D-01, 4.2661D-01, 4.3407D-01, 4.4215D-01,  
& 4.5043D-01, 4.5964D-01, 4.7014D-01, 4.8215D-01, 4.9589D-01,  
& 5.1162D-01, 5.2967D-01, 5.3166D-01, 5.3392D-01, 5.3648D-01,  
& 5.3939D-01, 5.4269D-01, 5.4635D-01, 5.5040D-01, 5.5466D-01,  
& 5.5915D-01, 5.6412D-01, 5.6963D-01, 5.7574D-01, 5.8223D-01,  
& 5.8900D-01, 5.9614D-01, 6.0366D-01, 6.1201D-01, 6.2128D-01,  
& 6.3158D-01, 6.4303D-01, 6.5511D-01, 6.6785D-01, 6.8204D-01,  
& 6.9786D-01, 6.9897D-01, 7.0041D-01, 7.0231D-01, 7.0481D-01,  
& 7.0813D-01, 7.1261D-01, 7.1875D-01, 7.2738D-01, 7.3999D-01,  
& 7.5968D-01, 7.7169D-01, 7.8778D-01, 7.9021D-01, 7.9344D-01,

& 7.9777D-01, 8.0369D-01, 8.1196D-01, 8.2392D-01, 8.4227D-01,  
& 8.5441D-01, 8.7029D-01, 8.9116D-01, 8.9383D-01, 8.9725D-01,  
& 9.0163D-01, 9.0727D-01, 9.1451D-01, 9.2380D-01, 9.3573D-01,  
& 9.4828D-01, 9.6360D-01, 9.8033D-01, 1.0000D+00, 1.0000D+00,  
& 1.0000D+00, 1.0000D+00, 1.0000D+00, 1.0000D+00, 1.0000D+00,  
& 1.0000D+00, 1.0000D+00, 1.0000D+00, 1.0000D+00, 1.0000D+00,  
& 1.0000D+00, 1.0000D+00, 1.0000D+00, 1.0000D+00, 1.0000D+00,  
& 1.0000D+00, 1.0000D+00, 1.0000D+00, 1.0000D+00, 1.0000D+00,  
& 1.0000D+00/

\* End of Tapiro planar source source data (Tino)

\* write(lunerr,'(a)') 'entro in source'

\*-----\*

\*...+...1...+...2...+...3...+...4...+...5...+...6...+...7..

\*-----\*

NOMORE = 0

\* +-----\*

\* | First call initializations:

IF ( LFIRST ) THEN

\* | \*\*\* The following 3 cards are mandatory \*\*\*

\* ZERZER is double precision zero (Tino)\*

TKESUM = ZERZER

LFIRST = .FALSE.

LUSSRC = .TRUE.

\* Begin of user specific code for Cf point source (Tino)

\* lunout is the device used by ? (Tino)

\* lunout = standard output unit (Tino) \*

\* | \*\*\* User initialization \*\*\*

write(lunout,\*)

write(lunout,'(a,132a)') ('"',i=1,132)

write(lunout,\*)

write(lunout,\*)

write(lunout,'(a)') "Tapiro Planar Source. Version 0.1 Build6.7"

write(lunout,\*)

write(lunout,\*)

write(lunout,'(a,132a)') ('"',i=1,132)

write(lunout,'(a)') "dump of the data"

write(lunout,'(a,132a)') ('"',i=1,132)

write(lunout,\*)

write(lunout,'(a)') "Dump of CFCUM"

do Krow=0,11

write(lunout,\*) (CFCUM(Krow,Kcol),Kcol=1,6)

end do

END IF

\* |-----\*

kount=kount+1

\*

\* Sample the cosine of the polar angle

\*

\*(Tino) Same strategy for the polar angle \*

XI = FLNRNDM(XI)

```

*   XI=1.D0
* (Tino) sampling the negative values of the cosine of the polar angle
*   if (FLRNDM(XI).LE.HLFHLF) then
*     XI=2.D0*XI-1.D0
*     write(lunerr,*) 'Xi',XI
*   endif
*   write(lunout,*) XI
*(Tino) * controllare gli indici
DO 300 K = 1, 6
  IF(XI .LE. CUMANG(K)) THEN
    COSTHE = ANG(K-1) +
    & (XI - CUMANG(K-1))*(ANG(K)-ANG(K-1))/(CUMANG(K)-CUMANG(K-1))
    KANG=K
    GO TO 400
  END IF
  IF (COSTHE.LT.-1.D0) THEN
    write(lunerr,*) 'COSTHETA less than -1! --> fixing...'
    write(lunerr,*) 'COSTHETA,XI,KANG Nparticle'
    write(lunerr,*) COSTHETA,XI,KANG,kount
    write(lunerr,*) '*****!'
    COSTHETA=-1.D0
  END IF
  IF (COSTHETA.GT.1.D0) THEN
    write(lunerr,*) 'COSTHETA great than 1! --> fixing...'
    write(lunerr,*) 'COSTHETA,XI,KANG Nparticle'
    write(lunerr,*) COSTHETA,XI,KANG,kount
    write(lunerr,*) '*****!'
    COSTHETA=1.D0
  END IF
300 CONTINUE
  STOP ' Failed to sample the polar angle cosine'
400 CONTINUE
*   write(lunerr,*) 'CosTheta',COSTHE,KANG
* Sample the energy group
* FLRNDM is to obtain a random number      (Tino)*
  XI = FLRNDM(DUMMY)
*   write(lunerr,*) XI
* then search in the cumulative pdf bins.... (Tino)*
  DO 500 K=1,260
    IF(XI .LE. CFCUM(K,KANG)) THEN
* ...Until the random number is contained in a bin (Tino)*
    NEUGRP = K
*   the correspondent energy bin is found (Tino)*
*   and the neutron energy is sampled as (Tino)*
* I have binned the enrgy distribution in energy order and not in lethargy order as usual
*   write(lunout,*) NEUGRP, KANG
    ENERGY = CGRUPN(K) -
    & (XI-CFCUM(K-1,KANG))*(CGRUPN(K)-CGRUPN(K+1))/(CFCUM(K,KANG)
    & -CFCUM(K-1,KANG))
    if (energy.lt.0.D0) then
      write(lunerr,*) 'Negative ENERGY --> fixing...'
      write(lunerr,*) 'ENERGY Neugrp,XI,K, Nparticle'

```

```

      write(lunerr,*) ENERGY,NEUGRP,XI,K,kount
      write(lunerr,*) '*****!'
      energy=DABS(energy)
    endif
  *
  *   do 900 IT=1,259
  *     IF ((ENERGY.LE.CGRUPN(IT)).AND.(ENERGY.GT.CGRUPN(IT+1)))
  *       &           THEN
  *         NEUGRP=IT
  *         write(lunerr,*) NEUGRP
  *         goto 901
  *       END IF
  * 900   continue
  * 901   continue
  *       write(lunerr,*) ENERGY,NEUGRP,XI,K
  *       sampling succeed goto 600 (Tino)*
  *       GO TO 600
  *     END IF
  * 500 CONTINUE
  *     STOP ' Failed to sample the energy group'
  * 600 CONTINUE
  * (Tino) Management of the SIN THE sign*
  * (TINO) ONEONE is double precision 1.D+00
  *     SIN THE = SQRT(ONEONE - COSTHE**2)
  * (Tino) HLFHLF is double precision 0.5D+00 -->1/2
  * (Tino) the subroutine play performs a random call to give the sign
  * (Tino) to SIN THE
  *     IF(FLRNDM(COSTHE) .LE. HLFHLF) SIN THE = -SIN THE
  *   Samples the azimuthal angle
  * (Tino) What is TWOPIP is double precision
  * 2*Pi=6.283185307179586476925286766559D+00*
  * (Tino)
  *     PHI = TWOPIP * FLRNDM(COSTHE)
  *     COSPHI = COS(PHI)
  *   write(lunerr,'(a)') 'Cosphi'
  * (Tino) standard source.f coding
  * Npflka is the stack counter: of course any time source is called it
  * must be =0
  *     NPFLKA = NPFLKA + 1
  * Wt is the weight of the particle
  *     WTFLK (NPFLKA) = ONEONE
  *     WEIPRI = WEIPRI + WTFLK (NPFLKA)
  * Particle type (1=proton.....). Ijbeam is the type set by the BEAM
  * card
  * +-----*
  * | Heavy ion:
  * | IF ( IJBEAM .EQ. -2 ) THEN
  * |   IJHION = IPROZ * 1000 + IPROA
  * |   IJHION = IJHION * 100 + KXHEAV
  * |   IONID = IJHION
  * |   CALL DCDION ( IONID )
  * |   CALL SETION ( IONID )
  * |   ILOFLK (NPFLKA) = IJHION

```

```


* |
* +-----*
* | Normal hadron:
  ELSE
    IONID = IJBEAM
    ILOFLK (NPFLKA) = IJBEAM
  END IF
* |
* +-----*
* From this point .....
* Particle generation (1 for primaries)
  LOFLK (NPFLKA) = 1
* User dependent flag:
  LOUSE (NPFLKA) = 0
* User dependent spare variables:
  DO 100 ISPR = 1, MKBMX1
    SPAREK (ISPR,NPFLKA) = ZERZER
  100 CONTINUE
* User dependent spare flags:
  DO 200 ISPR = 1, MKBMX2
    ISPARK (ISPR,NPFLKA) = 0
  200 CONTINUE
* Save the track number of the stack particle:
  ISPARK (MKBMX2,NPFLKA) = NPFLKA
  NPARMA = NPARMA + 1
  NUNPAR (NPFLKA) = NPARMA
  NEVENT (NPFLKA) = 0
  DFNEAR (NPFLKA) = +ZERZER
* ... to this point: don't change anything
* Particle age (s)
  AGESTK (NPFLKA) = +ZERZER
  AKNSHR (NPFLKA) = -TWOTWO
* Group number for "low" energy neutrons
*(Tino now we specialize for low energy neutron
*(Tino) set the energy group
  IGROUP (NPFLKA) = NEUGRP
* Kinetic energy of the particle (GeV)
*(Tino) set the energy
  TKEFLK (NPFLKA) = ENERGY
* Particle momentum
*(Tino) neutron momentum
  PMOFLK (NPFLKA) = SQRT ( TKEFLK (NPFLKA) * ( TKEFLK (NPFLKA)
    *
      + TWOTWO * AM (ILOFLK(NPFLKA)) ) )
* Cosines (tx,ty,tz) (make sure they are properly normalized)
*(Tino now the routine gives the cosines to the common variables
  TZFLK (NPFLKA) = COSTHE
  TYFLK (NPFLKA) = SINTHE * COSPHI
***** Debug
  SWAP=ONEONE-TZFLK(NPFLKA)**2-TYFLK(NPFLKA)**2
  if (SWAP.lt.0.D0) then
    write(lunerr,*) 'Unnormalized Z cosine --> fixing...'
    write(lunerr,*) 'ux, uy, uz, cosTheta, sinTheta, cosPhi Nps'

```

```

write(lunerr,*) COSTHE,SiNTHETA, COSPHI,kount
write(lunerr,*) !*****!
  TXFLK (NPFLKA) = 0.
else
  TXFLK (NPFLKA) = SQRT(SWAP)
endif
***** Debug
* TXFLK (NPFLKA) = SQRT(ONEONE-TZFLK(NPFLKA)**2-TYFLK(NPFLKA)**2)
* this value is obtained above
* IF(FLRNDM(COSPHI) .LE. HLFHLF) TXFLK (NPFLKA) = -TXFLK (NPFLKA)
* Polarization cosines:
*(Tino) I think that also this values are setted for low en neutrons
  TXPOL (NPFLKA) = -TWOTWO
  TYPOL (NPFLKA) = +ZERZER
  TZPOL (NPFLKA) = +ZERZER
* Particle coordinates
*(Tino) now the routine gives the coordinates to the common variables
* FIRST ---> RANDOM SAMPLING OF XBEAM ON A PLANE XY NORMAL TO Z
* WHASOU IS AN ARRAY OF PARAMETER PASSED BY THE CARD SOURCE
* WHASOU(1) --> DELTAX
* WHASOU(2) --> DELTAY
* WHASOU(3) --> XC
* WHASOU(4) --> YC
* ZBEAM REMAIN AT THE VALUE FROM CARD BEAMPOS
XBEAM=WHASOU(3)-WHASOU(1)*(FLRNDM(DUMMY)-5.D-1)
YBEAM=WHASOU(4)-WHASOU(2)*(FLRNDM(DUMMY)-5.D-1)
XFLK (NPFLKA) = XBEAM
YFLK (NPFLKA) = YBEAM
ZFLK (NPFLKA) = ZBEAM
* write(lunerr,*) ENERGY,XBEAM,YBEAM,ZBEAM,TZFLK (NPFLKA),
* & TYFLK (NPFLKA),TXFLK(NPFLKA)
*(Tino) End of dedicated instructions
* Calculate the total kinetic energy of the primaries: don't change
  IF ( ILOFLK (NPFLKA) .EQ. -2 .OR. ILOFLK (NPFLKA) .GT. 100000 )
& THEN
  TKESUM = TKESUM + TKEFLK (NPFLKA) * WTFLK (NPFLKA)
  ELSE IF ( ILOFLK (NPFLKA) .NE. 0 ) THEN
  TKESUM = TKESUM + ( TKEFLK (NPFLKA) + AMDISC (ILOFLK(NPFLKA)) )
& * WTFLK (NPFLKA)
  ELSE
  TKESUM = TKESUM + TKEFLK (NPFLKA) * WTFLK (NPFLKA)
  END IF
* Flag this is prompt radiation
*(Tino) also Here
  LRADDC (NPFLKA) = .FALSE.
  RADDLY (NPFLKA) = ZERZER
* Here we ask for the region number of the hitting point.
* NREG (NPFLKA) = ...
* The following line makes the starting region search much more
* robust if particles are starting very close to a boundary:
  CALL GEOCRS ( TXFLK (NPFLKA), TYFLK (NPFLKA), TZFLK (NPFLKA) )
  CALL GEOREG ( XFLK (NPFLKA), YFLK (NPFLKA), ZFLK (NPFLKA),

```

 <b>Ricerca Sistema Elettrico</b>	<b>Sigla di identificazione</b> NNFISS – LP3- 015	<b>Rev.</b> 0	<b>Distrib.</b> L	<b>Pag.</b> 38	<b>di</b> 40
--	--	------------------	----------------------	-------------------	-----------------

```


&      NRGFLK(NPFLKA), IDISC )
* Do not change these cards:
  CALL GEOHSM ( NHSPNT (NPFLKA), 1, -11, MLATTC )
  NLATTC (NPFLKA) = MLATTC
  CMPATH (NPFLKA) = ZERZER
  CALL SOEVSV
*   write(lunerr,'(a)') 'esco da source'
  RETURN
*=== End of subroutine Source =====*
  END

```

 <b>Ricerca Sistema Elettrico</b>	<b>Sigla di identificazione</b>	<b>Rev.</b>	<b>Distrib.</b>	<b>Pag.</b>	<b>di</b>
	NNFISS – LP3- 015	0	L	39	40

## 7 BIBLIOGRAFIA

1. J.C. Kuijper et al. “HTGR reactor physics and fuel cycle studies” Nuclear Engineering and Design 236 (2006) 615-634.
2. S.S. Penner et al. “Steps toward passively safe, proliferation-resistant nuclear power” Progress in Energy and Combustion Science 34 (2008) 275-287.
3. E. Mulder, E. Teuchert “Characteristics of different fuel cycle in a PBMR-400 for burning reactor grade plutonium” Nuclear Engineering and Design 238 (2008) 2893-2897.
4. A. Talamo “A novel concept of QUADRISO particles – Part III: Applications to the Plutonium-Thorium fuel cycle” Progress in Nuclear Energy.
5. S.Shiozawa et al. “Overview of HTTR design features” Nuclear Engineering and Design 233 (2004) 11-21.
6. Z. Zhang, S. Yu “Future Developments in China after the criticality of HTR-10” Nuclear Engineering and Design 218 (2002) 249-257.
7. 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.
8. N. Burgio, “Simulazioni neutroniche e progettazione set-up TAPIRO per interfaccia core-riflettore VHTR” Rapporto Attività Primo Anno. FPN- P9LU – 022
9. Denise B. Pelowitz, editor MCNPX USER’S MANUAL Version 2.5.0 April 2005 LACP050369.
10. Rapporto Cirten secondo anno
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. Batistoni, S. Muraro, P.R. Sala, F. Cerruti, 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, M. Albrow, R. Raja eds., AIP Conference Proceeding 896, 31-49 (2007).
13. J. Cetnar “General solution of Bateman equations for nuclear transmutations” Annals of Nuclear Energy 33 (2006) 640-645.
14. W. B. Wilson, S. T. Cowell, T. R. England, A. C. Hayes & P. Moller “A Manual for CINDER’90 Version 07.4 Codes and Data” , LA-UR-07-8412 (December 2007, Version 07.4.2 updated March 2008).
15. A.G. Croff, “ ORIGEN2: A Versatile Computer Code for Calculating the Nuclide Compositions and Characteristics of Nuclear Materials”, Nuclear Technology, 62, 335-352 (Sept. 1983)
16. R. A. Forrest, “FISPACT-2007: User manual”, EASY Documentation Series UKAEA FUS 534

 <b>Ricerca Sistema Elettrico</b>	<b>Sigla di identificazione</b>	<b>Rev.</b>	<b>Distrib.</b>	<b>Pag.</b>	<b>di</b>
	NNFISS – LP3- 015	0	L	40	40

17. 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
18. J.W. Eaton, D. Bateman, S. Hauberg "GNU Octave Manual version 3" ISBN-13: 978- 0-9546120-6-1.
19. M. Pelliccioni, "Overview of Fluence-to-Effective Dose and Fluence-to-Ambient Dose Equivalent Conversion Coefficients for High Energy Radiation Calculated Using the FLUKA Code", Radiat. Prot. Dosim. 88(4), 279-297 (2000)
20. V.Vlachoudis , "FLAIR: A Powerful But User Friendly Graphical Interface For FLUKA" Proc. Int. Conf. on Mathematics, Computational Methods & Reactor Physics (M&C 2009), Saratoga Springs, New York, 2009
21. M. Matzke, Unfolding Procedures, Radiation Protection Dosimetry Vol. 107, Nos 1-3, pp. 155-175 (2003).