



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



Ministero dello Sviluppo Economico

RICERCA DI SISTEMA ELETTRICO

Validazione di una metodologia di analisi per lo studio dell'evoluzione temporale della composizione del combustibile nucleare

*A. Borio, D. Alloni, J. Bruni, M. Cagnazzo, M. Coniglio, G. Margotti, S. Manera,
F. Panza, M. Prata, A. Salvini*

VALIDAZIONE DI UNA METODOLOGIA DI ANALISI PER LO STUDIO DELL'EVOLUZIONE
TEMPORALE DELLA COMPOSIZIONE DEL COMBUSTIBILE NUCLEARE

A. Borio, D. Alloni, J. Bruni, M. Cagnazzo, M. Coniglio, G. Margotti, S. Manera, F. Panza, M.
Prata, A. Salvini (Università di Pavia)

Novembre 2011

Report Ricerca di Sistema Elettrico

Accordo di Programma Ministero dello Sviluppo Economico – ENEA

Area: Governo, gestione e sviluppo del sistema elettrico nazionale

Progetto: Fissione nucleare: metodi di analisi e verifica di progetti nucleari di generazione
evolutiva ad acqua pressurizzata

Responsabile Progetto: Massimo Sepielli, ENEA

Titolo

Validazione di una metodologia di analisi per lo studio dell'evoluzione temporale della composizione del combustibile nucleare

Descrittori
Tipologia del documento:

Collocazione contrattuale: ACCORDO DI PROGRAMMA Ministero dello Sviluppo Economico – ENEA sulla Ricerca di Sistema Elettrico PIANO ANNUALE DI REALIZZAZIONE 2010 Progetto 1.3.2.a: Fissione nucleare: Metodi di analisi e verifica di progetti nucleari di generazione evolutiva ad acqua pressurizzata.

Argomenti trattati: Fisica dei reattori nucleari, Combustibile nucleare

Sommario

Il Progetto di ricerca ha come obiettivo sviluppare e validare, mediante codici di calcolo e misure dirette, metodologie flessibili per lo studio dell'evoluzione del combustibile nucleare.

La conoscenza della composizione del combustibile nucleare è di fondamentale importanza sia per quanto riguarda gli aspetti di esercizio degli impianti (dinamica dell'avvelenamento del nocciolo, margini di controllo e di spegnimento), sia per quanto riguarda la gestione del combustibile post-irraggiamento (*back-end* del ciclo del combustibile). Lo sviluppo di una metodologia di analisi flessibile dal punto di vista della composizione del combustibile nucleare e della geometria del nocciolo del reattore risulta quindi di particolare importanza ed utilità.

E' stata sviluppata una metodologia di analisi, mediante impiego di codici di calcolo Monte Carlo (MCNP ver. 4C) e misure dirette, per lo studio del burn-up del combustibile nucleare del reattore TRIGA Mark II del LENA. La metodologia è stata validata confrontando i valori calcolati di burn-up del combustibile nucleare con i valori ricavati dai dati e dai parametri di esercizio dell'impianto.

Note

Co-autori: D. Alloni, J. Bruni, M. Cagnazzo, M. Coniglio, G. Magrotti, S. Manera, F. Panza M. Prata, A. Salvini

Copia n.
In carico a:

2			NOME			
			FIRMA			
1			NOME			
			FIRMA			
0	EMISSIONE	14.11.11	NOME	Andrea Borio	M. Ciotti	M. Sepielli
			FIRMA		<i>[Signature]</i>	<i>[Signature]</i>
REV.	DESCRIZIONE	DATA		REDAZIONE	CONVALIDA	APPROVAZIONE

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	PAR2010-UNI_PV-LB3-001	0		2	36

INDICE

1. Introduzione	3
2. Il reattore TRIGA MARK II del LENA.....	4
2.1 Il combustibile TRIGA.....	4
2.2 Struttura del reattore.....	5
3. Consumo del combustibile	10
3.1 Sezione d'urto di cattura e di fissione dell' U^{235}	10
3.2 Burn-up e consumo del combustibile.....	11
3.3 Avvelenamento del reattore.....	15
4. Calcolo del burn-up di un elemento di combustibile	22
4.1 Flusso e distribuzione di potenza nel nocciolo	22
4.2 Stima del burn-up del combustibile sulla base dell'energia prodotta	24
4.3 Calcolo del burn-up del combustibile mediante codice MCNP	26
5. Conclusioni	35
6. Bibliografia	36

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	PAR2010-UNI_PV-LB3-001	0		3	36

1. INTRODUZIONE

Il Progetto di ricerca ha come obiettivo sviluppare e validare, mediante codici di calcolo e misure dirette, metodologie flessibili per lo studio dell'evoluzione del combustibile nucleare.

La conoscenza della composizione del combustibile nucleare è di fondamentale importanza sia per quanto riguarda gli aspetti di esercizio degli impianti (dinamica dell'avvelenamento del nocciolo, margini di controllo e di spegnimento), sia per quanto riguarda la gestione del combustibile post-irraggiamento (*back-end* del ciclo del combustibile). Infatti, durante il funzionamento del reattore, la valutazione del burn-up di ogni elemento di combustibile, permette di ottemperare ai vincoli imposti dalle Prescrizioni Tecniche di esercizio dell'impianto, ottimizzando l'utilizzazione del combustibile stesso. Allo scarico del combustibile irraggiato, la conoscenza del burn-up è un'informazione indispensabile per pianificare ed attuare una corretta gestione del combustibile al fine del suo riprocessamento, ovvero, del condizionamento per il confinamento definitivo.

Risulta quindi di particolare importanza ed utilità lo sviluppo di una metodologia di studio dell'evoluzione del combustibile nucleare flessibile sia dal punto di vista della composizione del combustibile nucleare che della geometria del nocciolo del reattore.

Scopo di questa attività di ricerca è stato quello di sviluppare una metodologia per la valutazione del burn-up del combustibile del reattore di ricerca TRIGA Mark II del Laboratorio Energia Nucleare Applicata (LENA) dell'Università degli Studi di Pavia utilizzando il codice Monte Carlo MCNP (Versione 4C) e per mezzo di calcoli basati su principi base di fisica dei reattori nucleari.

Questo approccio è stato confrontato con un metodo standard per il calcolo del burn-up del combustibile nucleare, basato sull'energia totale rilasciata durante il funzionamento del reattore, mostrando un buon accordo tra i risultati.

2. IL REATTORE TRIGA MARK II DEL LENA

Il reattore TRIGA (Training Research and Isotope Production General Atomics) MARK II del LENA di Pavia è un reattore di ricerca moderato e raffreddato ad acqua leggera, progettato e costruito dalla General Atomics. Il reattore è stato predisposto per permettere studi avanzati di neutronica, per produzione di isotopi e per l'attivazione di campioni; raggiunge una potenza termica di 250 kW se fatto operare in regime stazionario. Nei paragrafi successivi si analizzeranno le componenti principali dell'impianto.

2.1 Il combustibile TRIGA

Il combustibile del reattore è composto da una lega di uranio arricchito al 20% circa e di idruro di zirconio, ZrH, nelle seguenti percentuali:

elemento	% in peso
Zr	91
H	1
U ²³⁵	1.6
U ²³⁸	6.4

La funzione dell'idruro di zirconio è quella di fungere da moderatore e di stabilizzare il reattore rispetto alle variazioni di reattività provocate da escursioni di potenza (e, quindi, di temperatura): esso è un efficace moderatore di neutroni veloci, mentre il suo reticolo cede energia ai neutroni lenti ($E \leq 0.13$ eV) con una probabilità crescente con la temperatura; dunque un aumento di T provoca nel nocciolo una diminuzione della popolazione di neutroni termici e di conseguenza del tasso di fissione (coefficiente di temperatura negativo). Questa proprietà gioca un ruolo importante nel rendere il sistema intrinsecamente sicuro rispetto a variazioni incontrollate di reattività. Ciascun elemento di combustibile (Figura 1) consiste di una barra centrale di combustibile-moderatore (ZrH), agli estremi della quale si presentano dei dischi di acciaio, utilizzati come matrici per il veleno bruciabile (ossido di samario), e dei riflettori assiali di grafite; il tutto è racchiuso da una guaina di alluminio. Il veleno consumabile consiste in pastiglie di ossido di samario di spessore 1.3 mm, questo veleno man mano che viene bruciato rilascia attività nel sistema così da compensare la perdita di reattività dovuta all'accumulo dei prodotti di fissione ed al burn-up del combustibile (vedi paragrafo 2.3.2). Il rivestimento di alluminio ha uno spessore di 0.76 mm e copre tutto l'elemento compresi i riflettori assiali di grafite. Nei combustibili più recenti l'alluminio è sostituito dall'acciaio inossidabile per la sua miglior resistenza alle alte temperature e non è presente il veleno bruciabile. Anche la frazione in peso dell'idrogeno rispetto allo zirconio è superiore. A ciascuna estremità della guaina sono attaccati piedini di fissaggio terminali anch'essi in alluminio. Il contenuto medio di U²³⁵ per ogni barra di combustibile è di circa 36-38 grammi.

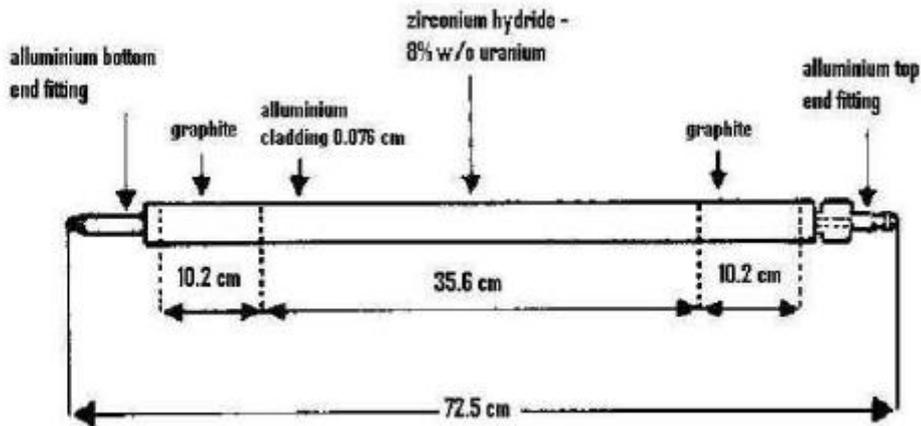


Figura 1 : Elemento di combustibile TRIGA

2.2 Struttura del reattore

Il contenitore del reattore

Il contenitore del reattore, tank, consiste di un recipiente di alluminio contenente acqua leggera deionizzata (conducibilità $< 5 \mu\text{S}/\text{cm}$), installato all'interno dello schermo biologico del reattore. Il contenitore ha un diametro di circa 2 m ed una profondità di 6.25 m; essendo il nocciolo posto a circa 60 cm dal fondo, al di sopra di esso più di 5 m di acqua costituiscono lo schermo verticale. Il tank è attraversato dai quattro canali di irraggiamento radiali, dalla colonna termica e dalla colonna termalizzante.

Il nocciolo

Il nocciolo del reattore (Figura 2) non poggia sul fondo del tank ma è rialzato grazie a dei piedini di sostegno. Gli elementi di combustibile sono disposti lungo cinque anelli concentrici (da B a F). Il nocciolo ha la geometria di un cilindro retto. L'anello più interno, A, presenta unicamente il canale centrale di irraggiamento dove si raggiunge il flusso massimo di neutroni di circa $10^{13} \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$. Nel primo anello, B, ci sono 6 elementi di combustibile, nell'anello C vi sono 11 elementi più una barra di controllo (SHIM), nel D sono presenti 17 elementi più una barra di controllo (TRANSIENT), nell'anello E giacciono 23 elementi e un'ulteriore barra di controllo (REGULATING). Nell'ultimo anello, F, vi sono 26 elementi, il contenitore per la sorgente di neutroni (radio-berillio con attività di 10^6 neutroni/s) e un canale d'irraggiamento verticale (Canale Rabbit). Due degli elementi nell'anello B sono muniti di termocoppie per misurare la temperatura del combustibile e tenere, quindi, sotto controllo possibili variazioni strutturali degli elementi legate alla

temperatura. Complessivamente il nocciolo risulta avere una forma cilindrica di diametro di 45.7 cm e altezza pari a 55.9 cm.

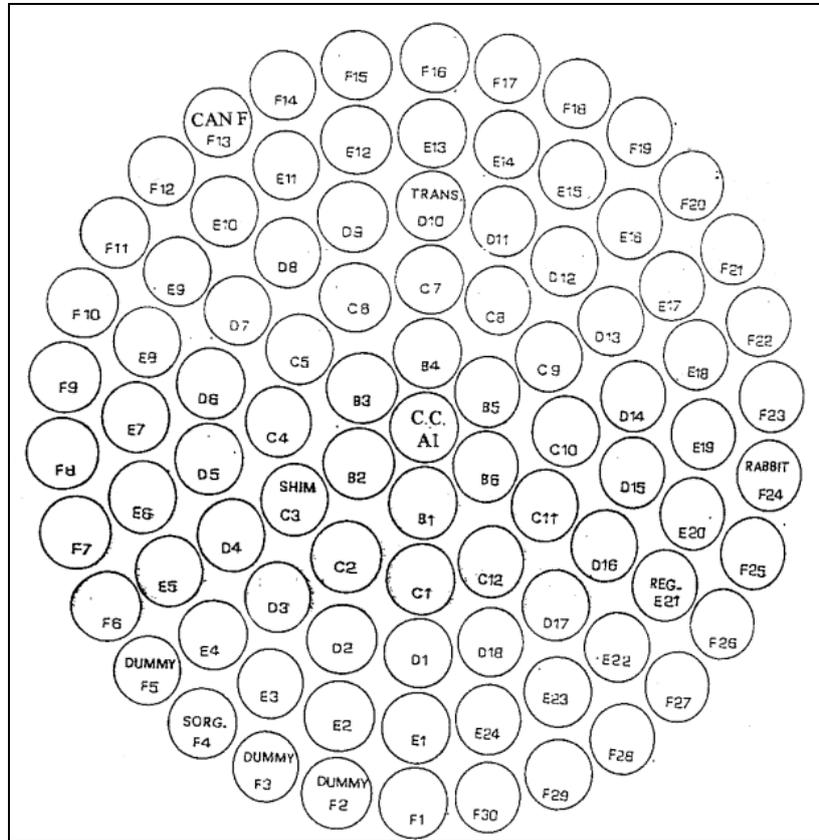


Figura 2 : Nocciolo del reattore TRIGA del LENA

I canali radiali

Dei quattro canali che penetrano attraverso lo schermo di calcestruzzo e l'acqua del contenitore del reattore, tre sono canali radiali. Ciascun canale è costituito da due parti: quella interna, verso il nocciolo, è costituita da un tubo di alluminio di 15.2 cm di diametro; mentre la parte esterna è costituita da un tubo di acciaio di 20.3 cm di diametro. In ciascun canale, in corrispondenza del gradino fra il primo ed il secondo tratto, è inserito un diaframma-schermo, formato da una lastra di acciaio dello spessore di circa 10 cm, che riduce la quantità di radiazioni attraverso il calcestruzzo. Oltre il gradino, nella zona in cui il canale ha dimensioni maggiori, si collocano quattro componenti, che assicurano la funzione di schermatura: un tappo-schermo interno, un tappo-schermo esterno, uno sportello di piombo (shutter) ed un portellone rivestito di piombo. Il tappo-schermo interno ha una lunghezza di 1.22 m ed un peso di circa 80 kg; esso è costituito da un foglio di boral dello spessore di 3.18 mm sulla faccia interna, seguito da uno strato di piombo, da uno di calcestruzzo borato e da uno di acciaio. Il tappo-schermo esterno, di legno, ha un diametro di 20.3 cm ed una

lunghezza di 1.22 m e pesa circa 20 kg. Lo shutter in piombo ed il portellone costituiscono lo schermo per i raggi γ quando i tappi vengono rimossi.

Il riflettore

Il nocciolo del TRIGA è interamente circondato da un riflettore di grafite allo scopo di minimizzare le fughe radiali di neutroni dall'interno del nocciolo del reattore. Esso consiste di un blocco di grafite a forma di anello con spessore radiale di 30.5 cm, diametro interno di 45.7 cm ed altezza di 55.9 cm. Per impedire che l'acqua penetri nella grafite, deteriorandola, il riflettore è incapsulato in alluminio. Una sede anulare è ricavata in cima al riflettore per il porta-campioni rotante (Lazy Susan). Esso consiste di un contenitore di forma anulare, saldata a tenuta, contenente un telaio di alluminio montato su speciali supporti. Il telaio sostiene quaranta recipienti tubolari di alluminio, regolarmente intervallati, che possono ospitare i contenitori dei campioni. La grafite e la superficie esterna del recipiente di alluminio sono attraversate dal canale di irraggiamento radiale che penetra nel nocciolo. L'insieme del riflettore e del nocciolo sono posti sopra una piattaforma quadrata appoggiata sul fondo del tank tramite quattro piedi assicurati da bulloni di fissaggio in alluminio, saldati sul fondo della vasca.

Gli elementi di grafite

Nel nocciolo del reattore sono inseriti degli elementi che sono per dimensioni e geometria identici a quelli di combustibile, solo che contengono unicamente della grafite. Essi occupano tutte quelle posizioni della griglia che non sono occupate da elementi che contengono combustibile. Tali elementi vengono definiti dummy, ed hanno la funzione di estendere la geometria del riflettore.

Le griglie

All'interno del nocciolo sono posizionate due griglie che permettono il corretto posizionamento degli elementi di combustibile. La griglia superiore è una piastra di alluminio di 49.5 cm di diametro e di 1.9 cm di spessore. La griglia presenta 90 fori del diametro di 3.82 cm allo scopo di garantire il posizionamento degli elementi e i tubi guida delle barre di controllo. Al centro della griglia si presenta un foro di dimensioni maggiore rispetto agli altri poiché permette l'alloggiamento del canale centrale. La griglia superiore è attraversata anche da 16 fori per permettere l'irraggiamento di campioni, disposti in varie posizioni e per permettere di effettuare misure di flussi di neutroni nel nocciolo. La griglia inferiore sorregge l'intero peso del nocciolo e provvede alla accurata spaziatura tra gli elementi di combustibile; essa consiste in una piastra di alluminio di 40.7 cm di diametro e di 1.9 cm di spessore. Essa è sostenuta da 6 alette a forma di L saldate alla parte inferiore del recipiente di alluminio che contiene il riflettore. I 90 fori della griglia inferiore si sovrappongono esattamente a quelli dell'altra griglia con l'unica differenza che i fori hanno dimensioni minori, poiché devono permettere l'alloggiamento dei soli piedini degli elementi, riuscendo così a

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	PAR2010-UNI_PV-LB3-001	0		8	36

bloccarli da un'eventuale caduta sul fondo del contenitore. Il foro attraverso il quale passa il canale centrale ha un diametro di 3.99 cm; altri 36 fori di 1.59 cm di diametro sono disposti su tre cerchi concentrici e permettono il passaggio di acqua attraverso la griglia per una miglior raffreddamento del nocciolo.

La colonna termica e termalizzante

La colonna termica consiste in un recipiente di alluminio di dimensioni $1.22 \times 1.68 \times 1.22 \text{ m}^3$ rivestito di boral e riempito con blocchi di grafite. Essa penetra nello schermo biologico e nel contenitore del reattore fino a raggiungere il riflettore di grafite dove ne accompagna il bordo per un angolo di 100° . L'asse della colonna termica coincide con il piano equatoriale del nocciolo. Il contenitore di alluminio è aperto sul lato esterno dello schermo biologico del reattore. Nella colonna termica il flusso neutronico è fortemente termalizzato (rapporto di cadmio pari a circa 200).

La colonna termalizzante invece è posizionata agli antipodi della colonna termica, anch'essa consiste in una cavità riempita di grafite di dimensioni $63.5 \times 63.5 \times 132 \text{ cm}^3$. La colonna termalizzante termina in una piscina di acqua nella quale è possibile immergere campioni di notevoli dimensioni a distanze variabili. In questo modo è possibile variare la termalizzazione dei neutroni che investono il campione da irraggiare.

Il sistema di controllo

Il sistema di controllo della reattività del reattore è costituito da tre barre di controllo denominate: di sicurezza (TRANSIENT), di protezione (SHIM) e di regolazione (REGULATING). Esse operano all'interno dei tubi di guida, che sono costituiti da alluminio. Le barre di protezione e regolazione sono di carburo di boro, quella di sicurezza a moto rapido per il funzionamento pulsato è di grafite borata. Ciascuna barra consiste in un tubo di alluminio sigillato contenente carburo di boro in polvere, o grafite borata solida, che agiscono da veleno per i neutroni (vedi paragrafo 3.3), infatti la sezione d'urto di cattura per i neutroni del B^{10} è di circa 3800 barn. Le barre sono lunghe 51 cm, ed hanno rispettivamente un diametro esterno di: 2.22 cm quella di regolazione, 3.2 cm quella di protezione, 2.54 cm quella di sicurezza. Lo spostamento verticale delle barre di controllo è di circa 38.1 cm. Dalla Figura 2 si può osservare che le tre diverse barre di controllo sono posizionate circa a 120° l'una dall'altra nel piano radiale del nocciolo.

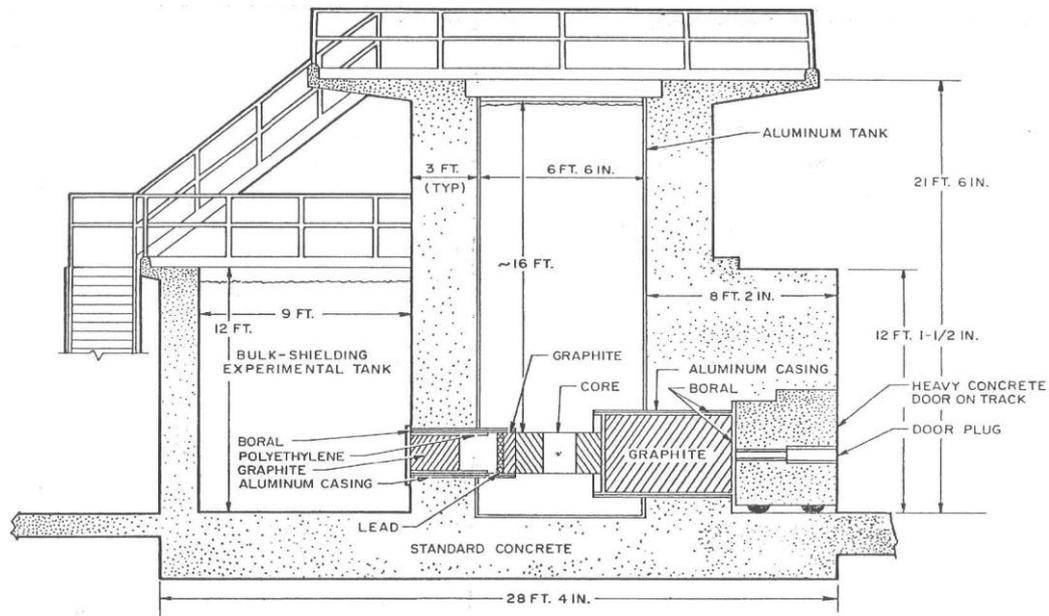
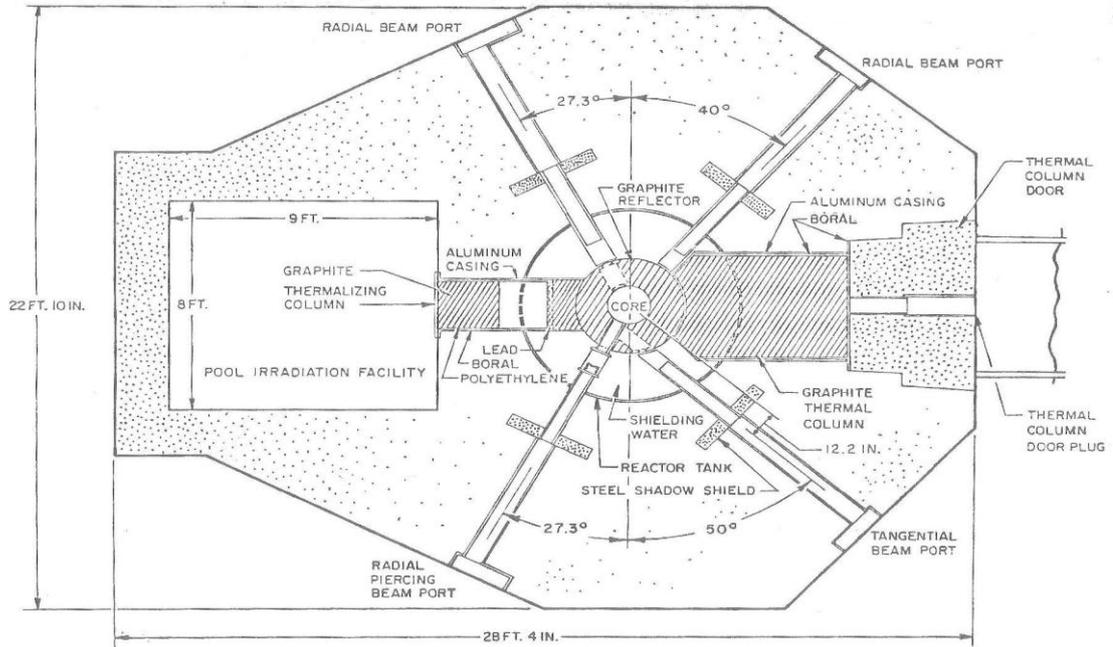


Figura 3 : Sezioni del reattore TRIGA del LENA

3. CONSUMO DEL COMBUSTIBILE

3.1 Sezione d'urto di cattura e di fissione dell' U^{235}

La sezione d'urto di assorbimento di un nucleo fissile dipende dall'energia dei neutroni incidenti. Quando un neutrone viene assorbito da un nucleo fissile le principali reazioni nucleari che si possono verificare sono la fissione (sezione d'urto σ_f) e la cattura radiativa (sezione d'urto σ_c). È utile definire il rapporto tra queste due sezioni d'urto:

$$\alpha = \frac{\sigma_c}{\sigma_f}$$

Definendo $\sigma_a = \sigma_c + \sigma_f$ come sezione d'urto totale di assorbimento, il rapporto tra la sezione d'urto di fissione e la sezione d'urto totale di assorbimento è data da:

$$\frac{\sigma_f}{\sigma_a} = \frac{\sigma_f}{\sigma_f + \sigma_c} = \frac{1}{1 + \alpha}$$

Il valore di $\frac{1}{1+\alpha}$ può essere interpretato come la probabilità che un neutrone assorbito dal nucleo generi fissione nucleare; per l' U^{235} e per neutroni termici questo valore è pari a circa 85 % ed è funzione dell'energia del neutrone incidente.

La sezione d'urto di fissione dell' U^{235} è mostrata in Figura 4: essa presenta un valore massimo per basse energie dei neutroni e decresce come $1/v$; nell'intervallo di energie tra 1 eV e 1 keV la sezione d'urto è caratterizzata da numerose risonanze. Infine per energie maggiori di 1 keV la sezione d'urto di fissione tende a diminuire con l'energia del neutrone incidente fino ad assumere un valore pressoché costante (circa 2 barn) per energie del neutrone incidente maggiori di 1 MeV.

Materiale	σ_f	σ_c	σ_a	α	$\frac{1}{1+\alpha}$
U^{233}	531	48	579	0.090	0.917
U^{235}	582	99	681	0.170	0.855
Pu^{239}	743	269	1012	0.362	0.734
U^{238}	-	2.7	2.7	-	-
Uranio naturale	4.2	3.4	7.6	0.81	0.552

Tabella 1 : Sezioni d'urto di alcuni materiali fissili e fertili (barn)

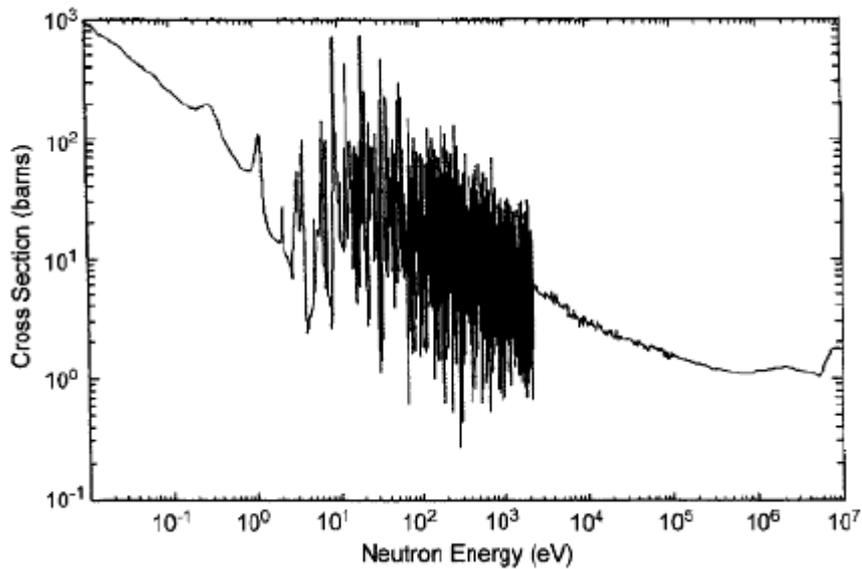


Figura 4 : Sezione d'urto di fissione per l'U²³⁵

3.2 Burn-up e consumo del combustibile

Si consideri un reattore che lavori a una potenza termica P (in MegaWatt). Se l'energia media disponibile generata da una fissione è E_R(MeV), il tasso di fissione è definito come:

$$R_f = \text{Fission rate (s}^{-1}\text{)} = \frac{P(\text{MW})}{E_R(\text{MeV})} \cdot \frac{10^6(\text{J/MW s})}{1.6 \times 10^{-13}(\text{J/MeV})}$$

Se si considera che ogni fissione libera circa 200 MeV di energia, è possibile calcolare il tasso di fissione giornaliero come:

$$\begin{aligned} P(\text{MW}) \times 10^6 \left(\frac{\text{J}}{\text{MW s}} \right) \times \frac{\text{fission}}{200(\text{MeV})} \times \frac{1}{1.6 \times 10^{-13}(\text{J/MeV})} \times \frac{86400 \text{ s}}{\text{day}} = \\ = 2.71 \times 10^{21} P \text{ fission/day} \end{aligned}$$

Si definisce "burn-up" del combustibile l'energia rilasciata per fissione di un'unità di massa del combustibile stesso (calcolata come somma dell'isotopo fissile e dell'eventuale isotopo fertile). Il burn-up si misura solitamente in megawatt-days

per tonnellata di combustibile, abbreviato MWd/ton; in un reattore termico si possono avere da 10000 a 50000 MWd/ton mentre in un reattore veloce si arriva fino a 100000-150000 MWd/ton.

Se indichiamo il numero di massa del nucleo fissile con A , si può definire il tasso di burn-up in termini di massa (in g) di U^{235} fissionato nell'unità di tempo, cioè:

$$\text{Burn - up rate} = \frac{\text{Fission rate} \times A}{\text{Numero Avogardo}} = 0.895 \frac{P A}{E_R} \text{ g/day}$$

Utilizzando come combustibile l' U^{235} e con un'energia disponibile da fissione di 200 MeV, l'equazione precedente fornisce un burn-up di 1.05 P g/day: in un reattore di 1 MW si consuma 1.05 g/day di U^{235} per la fissione. Il consumo del combustibile, tuttavia, è maggiore a causa della possibilità di avere cattura dei neutroni senza innescare il processo di fissione:

$$\text{Consumption rate} = 0.895 (1 + \alpha) \frac{P A}{E_R} \text{ g/day}$$

quindi il consumo di U^{235} in un reattore termico di 1 MW diventa di 1.24 g/day. Quando avviene la fissione in un elemento di combustibile la struttura microscopica del materiale è danneggiata nelle vicinanze del sito di fissione, questo danneggiamento può portare alla perdita dell'integrità strutturale della matrice del combustibile. Come regola generale, questo fatto si verifica se più dell'1% degli atomi presenti nella matrice di combustibile hanno subito fissione; si parla quindi di "one percent burn-up" che rappresenta un'energia intorno ai 10000 MWd/ton.

Il combustibile generalmente non è consumato in modo uniforme nel reattore, quindi le concentrazioni degli isotopi fissili dipendono dalla posizione nel nocciolo e dal tempo di funzionamento. Supponendo che il combustibile sia costituito da un singolo isotopo fissile con densità atomica N e che non sia presente materiale fertile, il suo esaurimento è dato dall'equazione:

$$\frac{dN_F(r, t)}{dt} = -N_F(r, t) \bar{\sigma}_{aF} \phi_T(r, t)$$

dove σ_{aF} è la sezione d'urto efficace di assorbimento relativa all'isotopo fissile, calcolata sullo spettro energetico dei neutroni $\phi_T(r, t)$. Questa equazione ammette la soluzione:

$$N_F(r, t) = N_F(r, 0) \exp \left[-\bar{\sigma}_{aF} \int_0^t \phi_T dt \right]$$

Se si conosce l'espressione del flusso in funzione del tempo, $N(r, t)$ può essere trovato risolvendo l'integrale. Il flusso neutronico e la distribuzione dell'isotopo fissile, tuttavia, sono legati tra loro; per questa ragione queste due funzioni devono essere trovate simultaneamente attraverso calcoli numerici.

Se il combustibile è un isotopo puro e fissile, l'eccesso di reattività del sistema decresce continuamente: infatti l'isotopo si consuma ed i prodotti di fissione si accumulano, molti di essi inoltre hanno valori elevati per la sezione d'urto di cattura dei neutroni. Con la presenza di materiale fertile, tuttavia, la diminuzione di reattività è parzialmente compensata dalla produzione di nuovi isotopi fissili. In un reattore che usa come combustibile, ad esempio, U^{238} arricchito in U^{235} si ha la seguente catena di reazioni:

- 1) $U^{238} + n \rightarrow U^{239} \rightarrow Np^{239} \rightarrow Pu^{239}$
- 2) $Pu^{239} + n \rightarrow \text{fissione oppure } Pu^{240}$
- 3) $Pu^{240} + n \rightarrow Pu^{241}$
- 4) $Pu^{241} + n \rightarrow \text{fissione oppure } Pu^{242}$

Isotopi più pesanti del Pu^{242} non sono considerati perché la sua sezione d'urto di assorbimento multiplo è trascurabile. In questo caso la diminuzione della reattività è compensata dalla produzione di Pu^{239} e Pu^{241} , quest'ultimo importante per elevati valori di burn-up. All'inizio della vita del combustibile la produzione di plutonio fissile può produrre un effetto positivo sulla reattività maggiore dell'effetto negativo dovuto al consumo di U^{235} . Per i reattori termici, $\eta^{Pu} < \eta^U$, perciò la produzione di Pu^{239} deve essere superiore al consumo di U^{235} per avere una reattività positiva; nei reattori veloci invece, $\eta^{Pu} > \eta^U$, ci può essere un'iniziale reattività positiva anche se la produzione di plutonio è inferiore al consumo di combustibile. Questo effetto però si esaurisce a causa della saturazione della concentrazione del plutonio determinata dall'equilibrio tra il tasso di produzione per trasmutazione dell'uranio ed il tasso di consumo per fissione del plutonio stesso.

Il tasso di trasmutazione da un isotopo fertile ad uno fissile dipende dal numero di neutroni in eccesso rispetto a quello necessario per autosostenere la catena di fissione. Le caratteristiche di conversione da isotopo fertile a isotopo fissile

dipendono dal ciclo del combustibile e dallo spettro energetico dei neutroni. Un altro importante parametro è il rapporto di conversione ossia il rapporto fra il tasso di formazione di nuovi isotopi fissili e il tasso di distruzione degli isotopi fissili del combustibile: quando questo rapporto è maggiore dell'unità il reattore produce una maggior quantità di materiale fissile di quanto ne stia consumando e il reattore si definisce "breeder" (autofertilizzante).

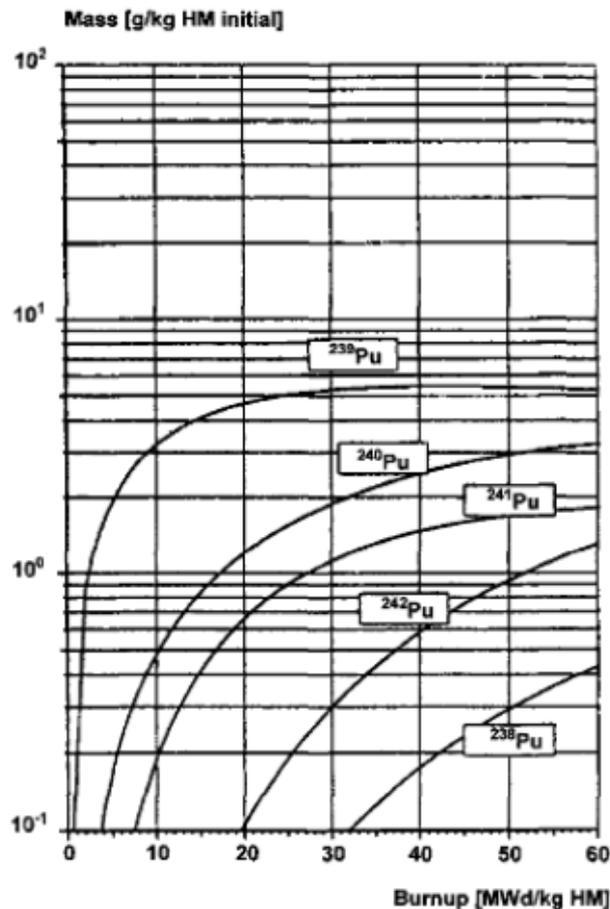


Figura 5 : Production rates degli isotopi del Pu in un reattore di potenza con combustibile arricchito al 4%

Effetti dell'esaurimento del combustibile sulla distribuzione di potenza e "fuel management"

Il consumo del combustibile e l'azione sulle barre di controllo modificano la distribuzione di potenza del reattore durante il decorso della vita del combustibile nel nocciolo.

In un reattore di potenza è molto importante scegliere un numero di elementi di combustibile tale da poter massimizzare il burn-up e minimizzare il numero di spegnimenti del reattore per caricare nuovo combustibile. La tecnica che

ottimizza l'uso del combustibile variando la sua posizione all'interno del nocciolo si chiama "fuel management", ed è molto importante perché permette di aumentare il fattore di carico del reattore. La regola generale è quella di garantire una distribuzione di potenza nel nocciolo, e quindi del flusso, la più piatta possibile: esistono due possibili scelte diverse.

Nell' "in-out loading pattern" il reattore è suddiviso in regioni ad anelli concentrici: il nuovo combustibile è posizionato nell'anello periferico, l'elemento a più elevato burn-up viene messo al centro mentre gli altri elementi vengono dislocati nella zona intermedia. Quando l'elemento centrale si è esaurito, gli elementi intermedi vengono spostati più internamente e un nuovo combustibile viene posizionato nell'anello più esterno. Questo tipo di configurazione presenta due svantaggi: la distribuzione di potenza è molto elevata nella periferia e bassa al centro, questo comporta una elevata produzione di neutroni veloci alla periferia che fuggono dal nocciolo peggiorando l'economia neutronica e con il rischio di danneggiare il contenitore in pressione che contiene il nocciolo.

Nello "scatter loading pattern" (carica a "scacchiera") il nocciolo del reattore è diviso in molte zone dove in ciascuna ci sono gruppi di 4 o 6 elementi. Al momento del rifornimento del combustibile, gli elementi della zona con maggior burn-up vengono rimpiazzati da nuovi elementi di combustibile. Questa configurazione garantisce una distribuzione di potenza maggiormente uniforme e limita le fughe dal volume utile del nocciolo e il danneggiamento del contenitore in pressione. La scelta più comunemente utilizzata è quella di sviluppare vari tipi di configurazione con l'obiettivo di minimizzare il danno prodotto dai neutroni veloci. Nei reattori termici, ottimizzando al massimo il consumo del combustibile e utilizzando combustibile altamente arricchito, si raggiungono burn-up fino a 50000 MWd/ton.

3.3 Avvelenamento del reattore

I veleni in un reattore sono costituiti dai prodotti di fissione e dai loro discendenti, caratterizzati da un'elevata sezione d'urto di assorbimento dei neutroni. Pertanto, il loro accumulo determina una diminuzione del fattore di moltiplicazione del reattore. I veleni si possono dividere in tre classi: bruciabili, saturabili (ad esempio ^{149}Sm e ^{135}Xe) e non saturabili. Mentre i saturabili saturano dopo un certo numero di ore o giorni di funzionamento del reattore, i non saturabili si formano con continuità durante il funzionamento del reattore per tutto il periodo di vita dell'elemento di combustibile.

Veleni bruciabili

I cosiddetti "veleni bruciabili", come il boro, il gadolinio e il samario, vengono introdotti volutamente nel nocciolo per compensare effetti di reattività negativa dovuti all'esaurimento del combustibile. Infatti questi isotopi, dotati di un'elevata sezione d'urto di assorbimento, assorbono neutroni per poi decadere in elementi caratterizzati da un valore ridotto della sezione d'urto di assorbimento neutronica,

aumentando così la reattività del sistema:

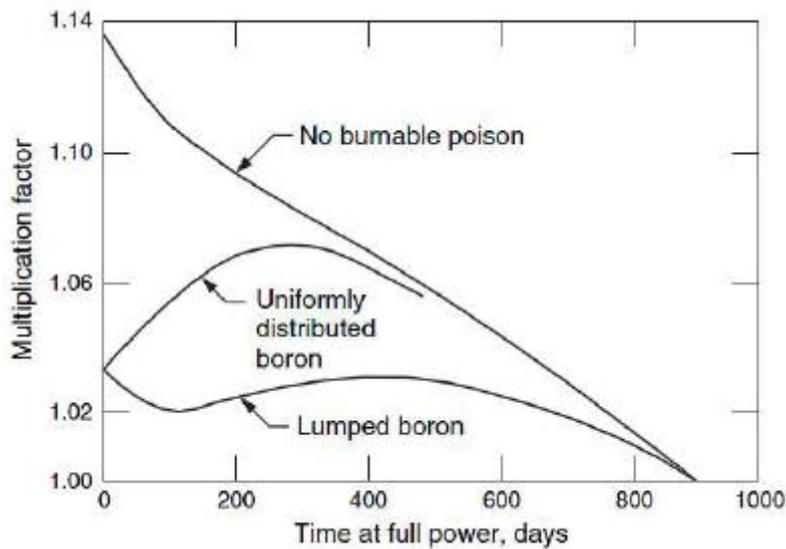
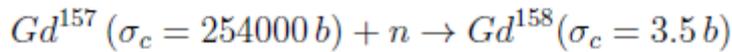
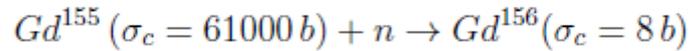
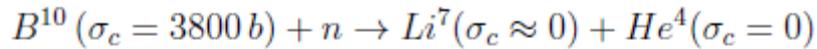


Figura 6 : Effetto dei veleni bruciabili sul fattore di moltiplicazione

Veleni saturabili

Produzione di Sm^{149}

Il samario è prodotto dal decadimento β^- del prodotto di fissione Nd^{149} , secondo il seguente processo:

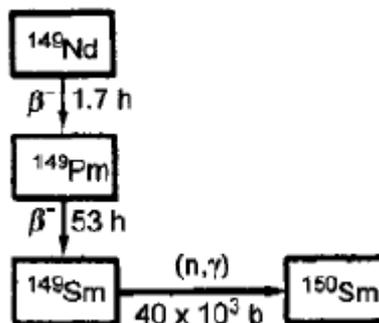


Figura 7 : Produzione di Sm^{149}

Il Sm^{149} ha una sezione d'urto per l'assorbimento di neutroni termici pari a 4×10^4 barn ed una larga risonanza per l'assorbimento di neutroni epitermici.

Poiché la vita media del Nd^{149} è breve rispetto a quella del suo discendente Pm^{149} , la concentrazione del samario nel tempo è descritta dalla seguente equazione:

$$\frac{dS_m}{dt} = \lambda_{P_m} P_m - \sigma_a^{S_m} \phi S_m$$

ove λ è la costante di decadimento;

P_m , S_m è la densità atomica dell'elemento (atomi/cm³);

$\sigma_a^{S_m}$ è la sezione d'urto microscopica di assorbimento dell'elemento;

Φ è il flusso neutronico.

Il primo termine descrive la produzione del samario dal decadimento del promezio mentre il secondo termine rappresenta la sparizione del Sm^{149} per cattura neutronica. La concentrazione del promezio nel tempo è data dalla seguente relazione:

$$\frac{dP_m}{dt} = \Sigma_f \phi Y_{P_m} - \lambda_{P_m} P_m$$

dove Y_{P_m} è lo yield di fissione del promezio, ossia la percentuale di produzione diretta del promezio per fissione dell' U^{235} e Σ_f è la sezione d'urto microscopica di fissione dell' U^{235} .

A saturazione, la concentrazione del promezio diventa:

$$P_{m\infty} = \frac{\Sigma_f \phi Y_{P_m}}{\lambda_{P_m}}$$

Pertanto, a saturazione, la concentrazione del samario è data dalla seguente relazione:

$$S_{m\infty} = \frac{\lambda_{P_m} P_{m\infty}}{\sigma_a^{S_m} \phi} = \frac{\Sigma_f \phi Y_{P_m}}{\sigma_a^{S_m} \phi} = \frac{\Sigma_f Y_{P_m}}{\sigma_a^{S_m}}$$

dove Y_{P_m} è la resa di fissione (yield) del Pm^{149} .

All'accensione del reattore le concentrazioni di Pm^{149} e Sm^{149} sono nulle, successivamente esse raggiungono i rispettivi valori di equilibrio, il quale, per il

Pm^{149} , dipende dal flusso neutronico. Il valore di equilibrio del samario, invece, non dipende dal valore del flusso neutronico poiché esso è determinato dal bilanciamento tra il tasso di produzione di Pm^{149} e il tasso di assorbimento neutronico del Sm^{149} , entrambi proporzionali al flusso neutronico. Per un reattore termico i livelli di equilibrio sono raggiunti in qualche centinaia di ore.

L'andamento della concentrazione di Sm^{149} nel tempo è illustrato nella seguente figura:

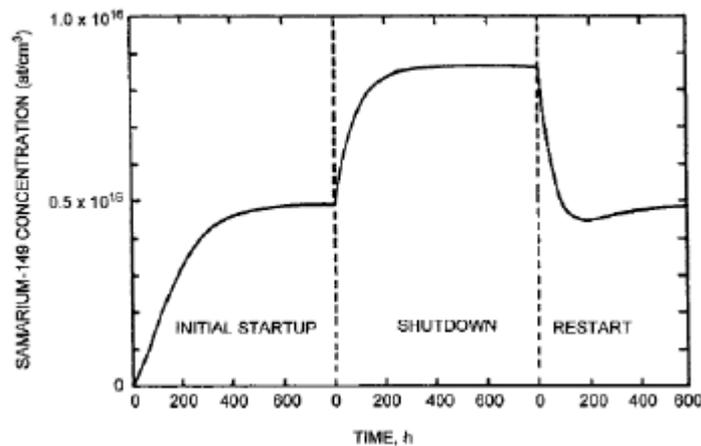


Figura 8 : Concentrazione nel tempo del Sm^{149}

Produzione di Xe^{135}

Lo xeno è prodotto sia direttamente nella reazione di fissione sia dal decadimento β^- del prodotto di fissione Te^{135} , secondo il seguente processo:

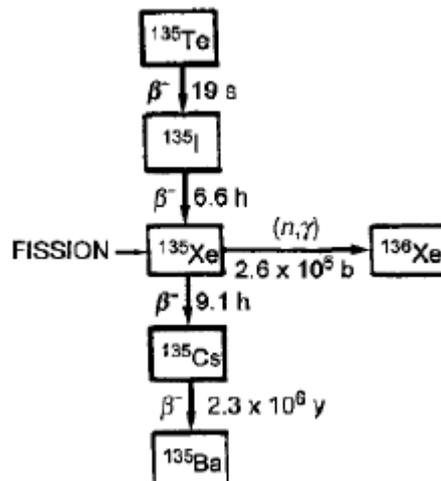


Figura 9 : Produzione di Xe^{135}

Xe^{135} ha una sezione d'urto per l'assorbimento di neutroni termici pari a 2.6×10^6 barn. Poiché il Te^{135} ha una vita media breve rispetto a quella del suo discendente I^{135} , la concentrazione dello xeno nel tempo è descritta dalla seguente equazione:

$$\frac{dXe}{dt} = \lambda_I I + \Sigma_f \phi Y_{Xe} - (\lambda_{Xe} + \sigma_a^{Xe} \phi) Xe$$

Il primo ed il secondo termine rappresentano la produzione dello xeno rispettivamente dal decadimento dello iodio e direttamente dalla fissione (Y_{Xe} è lo yield di fissione dello xeno), il terzo termine rappresenta la sua scomparsa a causa del proprio decadimento e della cattura neutronica.

La concentrazione dello iodio nel tempo è descritta dalla seguente relazione:

$$\frac{dI}{dt} = \Sigma_f \phi Y_I - \lambda_I I$$

dove Y_I è lo yield di fissione dello iodio.

A saturazione, la concentrazione dello iodio diventa:

$$I_\infty = \frac{\Sigma_f \phi Y_I}{\lambda_I}$$

Pertanto, a saturazione, la concentrazione dello xeno è:

$$Xe_\infty = \frac{\lambda_I I_\infty + \Sigma_f \phi Y_{Xe}}{\lambda_{Xe} + \sigma_a^{Xe} \phi} = \frac{\Sigma_f \phi (Y_I + Y_{Xe})}{\lambda_{Xe} + \sigma_a^{Xe} \phi}$$

In Figura 10 è mostrato l'andamento della concentrazione dello Xe^{135} nel tempo. Dopo lo spegnimento del reattore la concentrazione dello xeno aumenta fino ad un valore massimo (per effetto del decadimento dello I^{135}) per poi decrescere rapidamente fino a zero a causa del decadimento in Cs^{135} . Se si riaccende il reattore prima che lo xeno sia completamente decaduto, invece, la sua concentrazione diminuirà inizialmente a causa del bruciamento; successivamente la concentrazione aumenterà fino a raggiungere il valore di saturazione dato dall'equilibrio tra la produzione per decadimento dello I^{135} e del bruciamento dello xeno stesso.

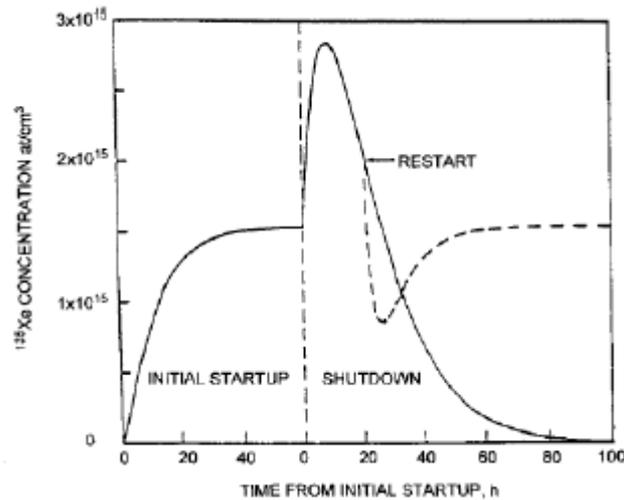


Figura 10 : Concentrazione nel tempo dello Xe ¹³⁵

Questo effetto è evidenziato in corrispondenza alle variazioni del flusso neutronico (e di potenza del reattore), mostrato in Figura 11. Tale effetto, inoltre, è tanto più marcato quanto maggiore è il flusso neutronico, ed è sempre presente nei reattori di potenza.

Produzione di veleni non saturabili

I veleni non saturabili sono prodotti di fissione e isotopi da loro discendenti che presentano una minore sezione d'urto per l'assorbimento dei neutroni rispetto allo xeno e al samario: essi hanno lunghi tempi di dimezzamento rispetto alla vita di un elemento di combustibile tali da non consentirne la saturazione.

La concentrazione di questi veleni è regolata dalla seguente espressione:

$$\frac{dN}{dt} = \Sigma_f \phi Y - \lambda N - \sigma_a \phi N$$

L'equazione differenziale ha come soluzione:

$$N = \frac{\Sigma_f \phi Y}{\lambda + \sigma_a \phi} (1 - e^{-(\lambda + \sigma_a \phi)t})$$

Nell'ipotesi che $(\lambda + \sigma_a \phi) \ll 1$, si può scrivere:

$$N \sim \frac{\Sigma_f \phi Y}{\lambda + \sigma_a \phi} (\lambda + \sigma_a \phi)t = \Sigma_f \phi Y t$$

Quindi il numero di isotopi aumenta linearmente col tempo e perciò essi sono detti non saturabili. Numerosi studi sull'accumulazione di questi veleni hanno mostrato che la sezione d'urto di assorbimento media è pari a circa 50 barn per fissione (25 barn per ciascun frammento di fissione).

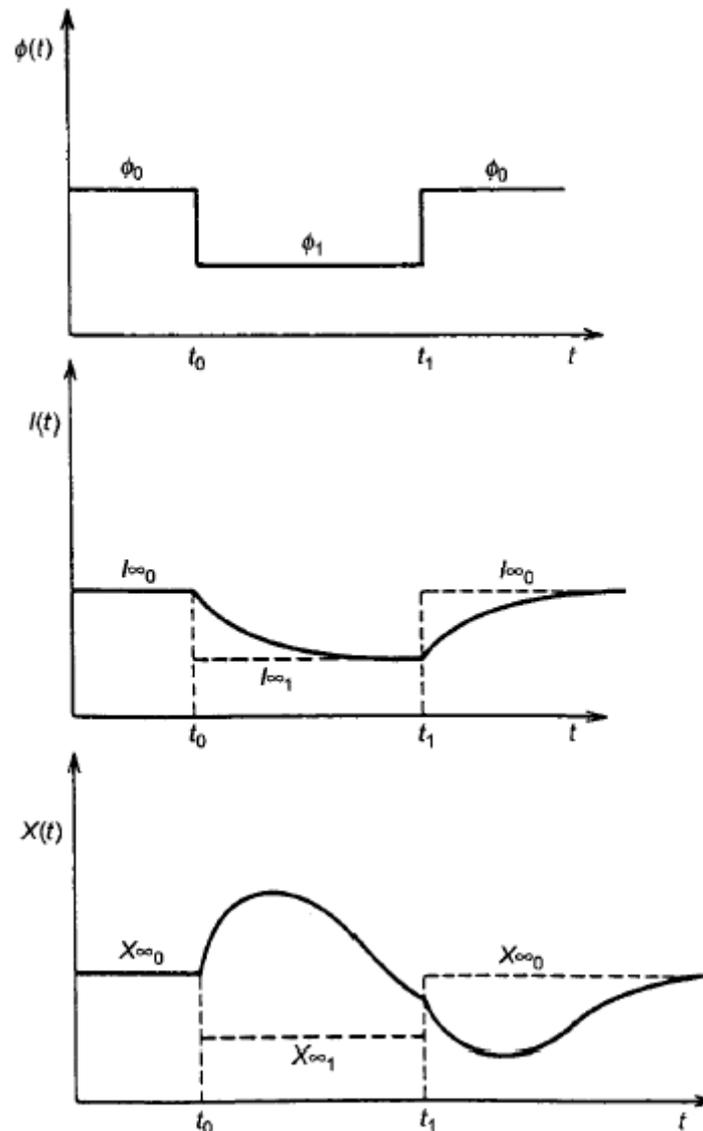


Figura 11 : Andamento della concentrazione dello Xe^{135} e I^{135} rispetto a variazioni di flusso

4. CALCOLO DEL BURN-UP DI UN ELEMENTO DI COMBUSTIBILE

4.1 Flusso e distribuzione di potenza nel nocciolo

La potenza massima dovuta al bruciamento del combustibile in un reattore è limitata dalla temperatura e da parametri termo-idraulici e meccanici. In un reattore TRIGA MARK II la temperatura massima raggiungibile dal combustibile dipende dal rapporto atomico tra l'idrogeno e lo zirconio contenuto nella lega metallica; durante il funzionamento si raggiungono temperature del combustibile non superiori a 400-500 °C ed il combustibile è stato testato in regime transitorio ad una temperatura di circa 1000 °C.

La distribuzione di potenza effettiva in un reattore non è una funzione continua e regolare a causa dei seguenti motivi:

- ✓ parti di non combustibile nel nocciolo: locazioni vuote, moderatore, canali di irraggiamento, barre di controllo;
- ✓ varie eterogeneità: composizione del combustibile, concentrazione dell'uranio, arricchimento, materiali assorbitori di neutroni, burn-up;
- ✓ effetto delle barre di controllo;
- ✓ presenza di una distribuzione di potenza in ciascuna barra di combustibile;
- ✓ effetti del riflettore e del consumo di combustibile nel tempo.

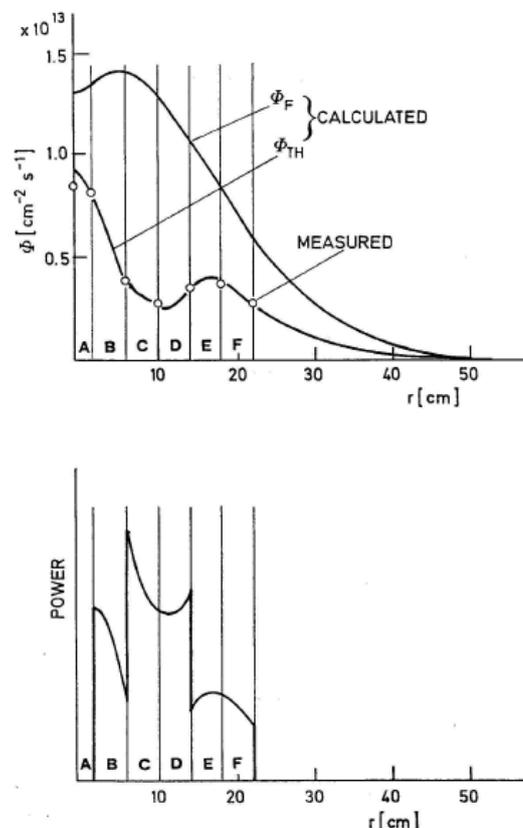


Figura 12 : Distribuzione radiale del flusso termico e veloce e della potenza del nocciolo di un reattore TRIGA

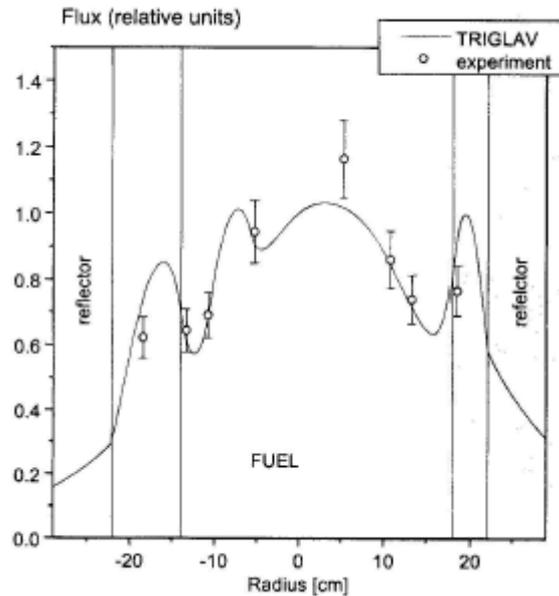


Figura 13 : Distribuzione radiale del flusso in un nocciolo di un reattore TRIGA con la presenza di barre di controllo

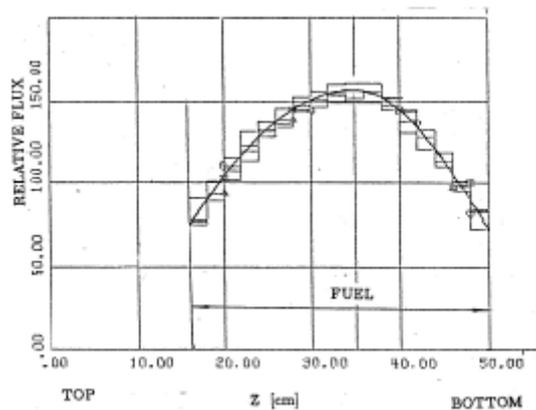


Figura 14 : Distribuzione assiale del flusso in un nocciolo di un reattore TRIGA

La distribuzione del flusso è una funzione continua della posizione nel nocciolo mentre la distribuzione di potenza, proporzionale al prodotto tra il flusso e la sezione d'urto macroscopica di fissione, non è una funzione continua nella posizione (in quanto non lo è la funzione che descrive la sezione d'urto di fissione). Nelle Figure 13 e 14 sono mostrate rispettivamente la distribuzione del flusso nella direzione radiale e nella direzione assiale rispetto al piano in cui giace il nocciolo. La distribuzione del flusso nella direzione radiale presenta un massimo nel centro del nocciolo e, calcolata assumendo il reattore con

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	PAR2010-UNI_PV-LB3-001	0		24	36

geometria di cilindro retto, è rappresentata da una funzione di Bessel; nella pratica la distribuzione è distorta da quella teorica a causa delle eterogeneità presenti nel nocciolo. Nella direzione assiale la distribuzione del flusso ha un massimo all'equatore e nelle stesse ipotesi di geometria del nocciolo ha l'andamento di una funzione coseno.

4.2 Stima del burn-up del combustibile sulla base dell'energia prodotta

La stima del burn-up di un elemento di combustibile è un'operazione molto importante nella gestione del combustibile di un reattore nucleare. Il contenuto iniziale di U^{235} in ogni elemento nuovo è certificato dalla casa produttrice. Esso è però un parametro che non è possibile misurare una volta posizionato l'elemento all'interno del nocciolo.

E' possibile stimare il burn-up di un elemento partendo dalla conoscenza di alcuni parametri del nocciolo, quali:

- ✓ il flusso $\phi(E)$ in ciascun anello, valore calcolato con il metodo Monte Carlo e misurato in alcune posizioni predefinite del nocciolo;
- ✓ la sezione d'urto microscopica efficace di fissione σ_f dell' U^{235} ;
- ✓ le ore di funzionamento t (quando il reattore è critico alla massima potenza) di ogni elemento di combustibile in ciascun anello;
- ✓ il contenuto iniziale di fissile presente in ogni elemento di combustibile e certificato dalla casa produttrice.

Un'importante distinzione deve essere fatta tra la quantità di atomi fissionati e la quantità di atomi consumati nel nocciolo (vedi paragrafo 2.1). Quest'ultima prende in considerazione, oltre ai nuclei fissionati, anche i nuclei che assorbono neutroni ma che poi non vengono fissionati. Quindi si definisce la sezione d'urto di assorbimento totale:

$$\sigma_a = \sigma_f + \sigma_c$$

ove σ_c è la sezione d'urto microscopica di cattura neutronica (che non genera fissione).

Analogamente si definisce la sezione d'urto efficace:

$$\bar{\sigma}_a = \frac{\int \sigma_a(E) \phi(E) dE}{\int \phi(E) dE}$$

e il tasso di assorbimento diventa:

$$R_a = \int \sigma_a(E) \phi(E) dE = \bar{\sigma}_a \phi_{int}$$

ove il flusso integrale $\phi_{int} = \int \phi(E) dE$ è il flusso integrato su tutto lo spettro energetico.

Quindi il numero totale di atomi di U^{235} consumati sarà pari a:

$$N_a(t) = N_0 (1 - e^{-R_a^B t_B}) + N_0 (1 - e^{-R_a^C t_C}) + N_0 (1 - e^{-R_a^D t_D}) + \\ + N_0 (1 - e^{-R_a^E t_E}) + N_0 (1 - e^{-R_a^F t_F})$$

dove le lettere B, C, D, E, F si riferiscono all'anello del nocciolo nel quale l'elemento viene irradiato. La sezione d'urto efficace di fissione è definita nel seguente modo:

$$\bar{\sigma}_f = \frac{\int \sigma_f(E) \phi(E) dE}{\int \phi(E) dE}$$

Il tasso di fissione, cioè il numero di fissioni che avvengono nell'unità di tempo, ha quindi la seguente espressione:

$$R_f = \int \sigma_f(E) \phi(E) dE = \bar{\sigma}_f \phi_{int}$$

Il numero di atomi iniziali di U^{235} è:

$$N_0 = \frac{g(U^{235})_{in}}{235} \times N_a$$

ove $N_{av} = 6.022 \times 10^{23}$ è il numero di Avogadro. Pertanto, il numero di atomi di U^{235} fissionati saranno:

$$N_f(t) = \frac{\bar{\sigma}_f}{\bar{\sigma}_a} N_0 (1 - e^{-R_a t})$$

Nell'ipotesi in cui un elemento di combustibile, nel corso del suo impiego, sia stato posizionato in diverse posizioni del nocciolo su anelli differenti,

l'espressione precedente diventa:

$$N_f(t) = N_0 \frac{\bar{\sigma}_f^B}{\bar{\sigma}_a^B} (1 - e^{-R_a^B t_B}) + N_0 \frac{\bar{\sigma}_f^C}{\bar{\sigma}_a^C} (1 - e^{-R_a^C t_C}) + N_0 \frac{\bar{\sigma}_f^D}{\bar{\sigma}_a^D} (1 - e^{-R_a^D t_D}) +$$

$$+ N_0 \frac{\bar{\sigma}_f^E}{\bar{\sigma}_a^E} (1 - e^{-R_a^E t_E}) + N_0 \frac{\bar{\sigma}_f^F}{\bar{\sigma}_a^F} (1 - e^{-R_a^F t_F})$$

I grammi di U^{235} fissionati sono dati da:

$$g(U^{235})_{fiss} = \frac{N_f(t) \times 235}{N_a(t)}$$

Si definisce il burn-up percentuale come:

$$burn - up (\%) = \frac{g(U^{235})_{fiss}}{g(U^{235})_{in}} \times 100$$

Il burn-up solitamente si misura in MWd/Kg U, calcolato in base alla seguente relazione:

$$1.05 \text{ gr}(U^{235})_{fiss} = 1 \text{ MWd}$$

Considerando che il combustibile del TRIGA è arricchito al 19.95% con U^{235} si trova la massa totale dell'uranio presente nell'elemento. Il burn-up dell'elemento è dato da:

$$burn - up \left(\frac{MWd}{Kg U} \right) = \frac{g(U^{235})_{fiss} \times 1(MWd)}{1.05 \left(\frac{g}{MWd} \right) \times g(U)} \times 1000 \left(\frac{Kg}{g} \right)$$

$$\text{dove } g(U) = \frac{g(U^{235})_{in}}{0.1995}.$$

4.3 Calcolo del burn-up del combustibile mediante codice MCNP

Il valore del flusso neutronico è calcolato con il metodo Monte Carlo. Nello specifico si è fatto uso del codice di simulazione MCNP e questo metodo è stato poi validato attraverso la misura del flusso neutronico nei canali sperimentali del reattore. In particolare è stata simulata la geometria completa del reattore e sono

stati calcolati i flussi medi all'interno degli elementi di combustibile nei diversi anelli del nocciolo (Figura 17).

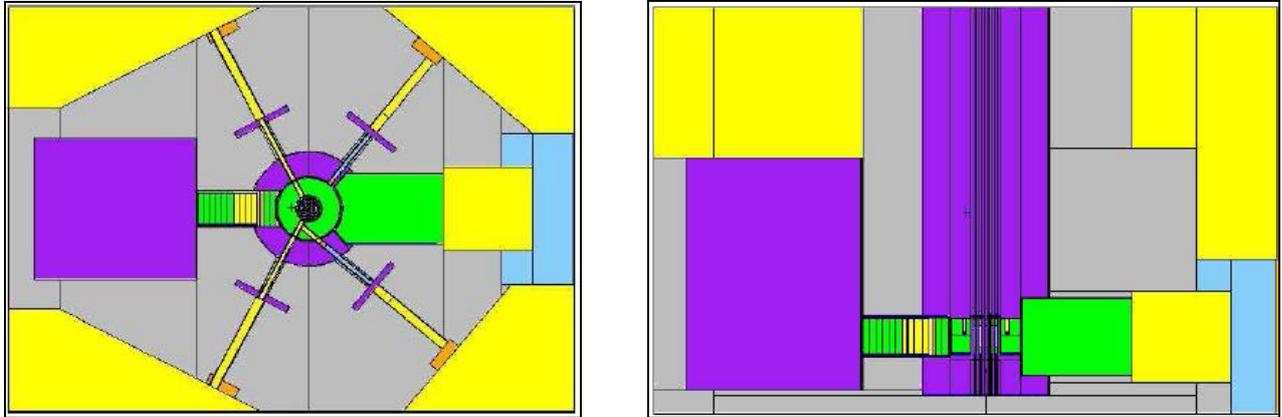


Figura 15 : Modello Monte Carlo del TRIGA di Pavia (sezione orizzontale e verticale)

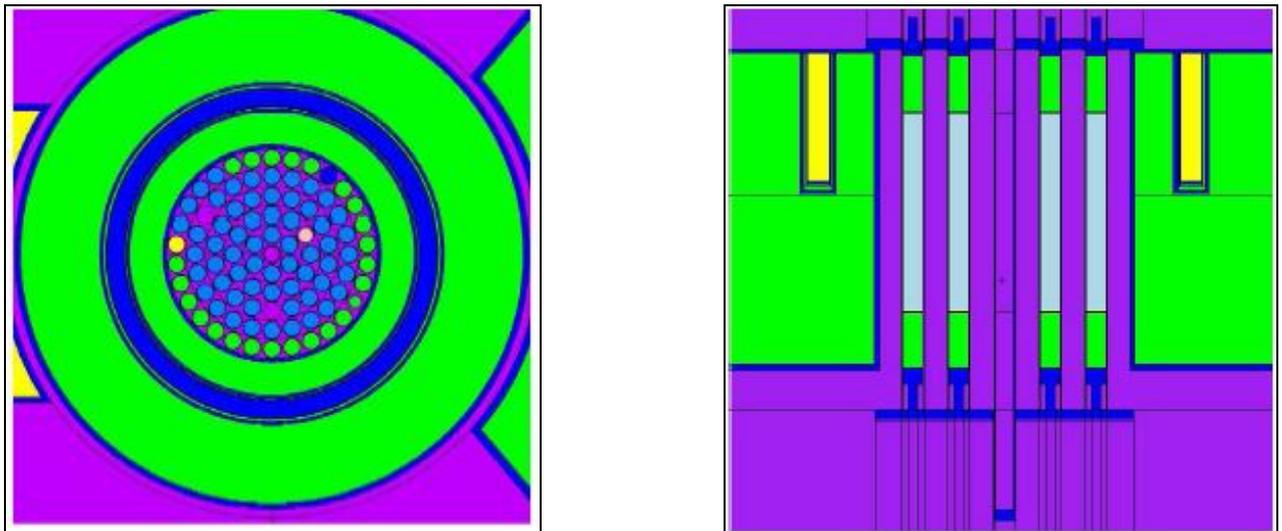


Figura 16 : Modello Monte Carlo del nocciolo del TRIGA di Pavia (sezione orizzontale e verticale)

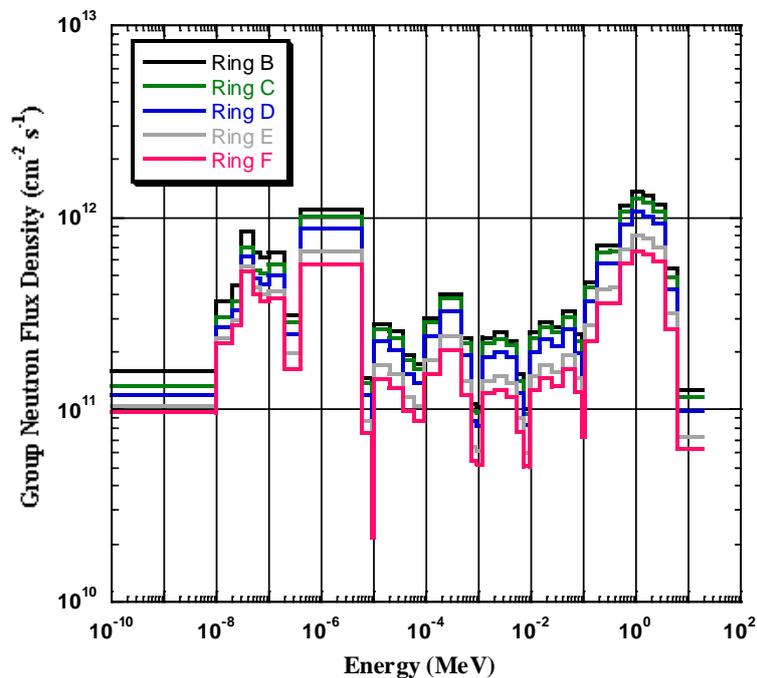


Figura 17 : Densità di flusso neutronico in ciascun anello di combustibile del nocciolo del reattore TRIGA del LENA alla potenza di 250 kW (i valori presentano una incertezza statistica per ciascun gruppo di energia inferiore a 1%).

Sono state quindi calcolate le sezioni d'urto efficaci di cattura σ_c e di fissione σ_f e i tassi di reazione per atomo R (tabella 2) nei diversi anelli del nocciolo.

Anello	$\sigma^{eff}_{(n,fiss)}$ (barn)	$\sigma^{eff}_{(n,\gamma)}$ (barn)	$\sigma^{eff}_{(tot. abs.)}$ (barn)	$\Phi_{tot.}$ ($s^{-1} cm^{-2}$)	$R_{(tot. abs.)}$ ($s^{-1} atom^{-1}$)	$R_{(fiss.)}$ ($s^{-1} atom^{-1}$)
B	102.6 ± 2.6	20.8 ± 0.5	123.4 ± 4.5	1.74E+13	(2.15 ± 0.08)E-09	(1.79 ± 0.05)E-09
C	95.0 ± 2.0	19.5 ± 0.4	114.5 ± 3.4	1.58E+13	(1.81 ± 0.05)E-09	(1.50 ± 0.03)E-09
D	97.6 ± 1.8	20.0 ± 0.4	117.6 ± 3.1	1.37E+13	(1.61 ± 0.04)E-09	(1.34 ± 0.03)E-09
E	109.6 ± 2.1	22.1 ± 0.4	131.7 ± 3.5	1.06E+13	(1.40 ± 0.04)E-09	(1.16 ± 0.02)E-09
F	117.2 ± 4.4	23.4 ± 0.9	140.6 ± 7.6	0.91E+13	(1.28 ± 0.07)E-09	(1.07 ± 0.04)E-09

Tabella 2: Sezione d'urto microscopica efficace (σ^{eff}), densità di flusso neutronico totale (Φ_{tot}) e tasso di reazione (R) in ciascun anello di combustibile del nocciolo del reattore TRIGA del LENA (i valori di Φ_{tot} presentano una incertezza statistica inferiore a 0.2%).

Sono state inoltre calcolate le sezioni d'urto microscopiche efficaci medie dell'intero nocciolo del reattore che, entro le incertezze statistiche, hanno mostrato un buon accordo con i valori reperibili in letteratura [4] (Tabella3) .

	$\sigma_{(n,fiss)}^{eff}$ (barn)	$\sigma_{(n,\gamma)}^{eff}$ (barn)	$\sigma_{(n,\gamma)}^{eff}/\sigma_{(n,fiss)}^{eff}$
MCNP	103.43 ± 5,89	21.00 ± 1.20	0.203 ± 0.016
Al-clad	100.20	19.50	0.195
SST-clad	107.90	20.87	0.193

Tabella 3: Sezioni d'urto microscopiche efficaci medie dell'intero nocciolo del reattore TRIGA del LENA calcolate (MCNP) e valori reperiti in letteratura [4] per combustibile Al-clad e SST-clad.

Le ore di funzionamento a potenza nominale (250 kW) e la relativa posizione nel nocciolo degli elementi di combustibile dalla data di prima carica (15.11.1965) alla data del 31.12.2008 sono state ricavate dal Registro di Operazione del reattore e sono riportati in tabella 3.

N° ELEMENTO	ANELLO B (ORE)	ANELLO C (ORE)	ANELLO D (ORE)	ANELLO E (ORE)	ANELLO F (ORE)
1	12842	0.0000	0.0000	0.0000	0.0000
2	18522	0.0000	0.0000	0.0000	0.0000
3	0.0000	0.0000	0.0000	32043	0.0000
4	0.0000	0.0000	29786	2236.0	0.0000
5	1741.8	10989	4222.1	4188.9	10880
6	0.0000	0.0000	0.0000	32022	0.0000
7	0.0000	0.0000	0.0000	32022	0.0000
8	0.0000	0.0000	24557	0.0000	7465.2
9	0.0000	13786	16000	2236.0	0.0000
10	0.0000	0.0000	24557	0.0000	7465.2
11	0.0000	1741.8	7080.2	0.0000	0.0000
12	0.0000	652.28	0.0000	0.0000	6584.2
13	0.0000	1741.8	8854.7	0.0000	13695
14	0.0000	0.0000	0.0000	32022	0.0000
15	0.0000	0.0000	24557	0.0000	0.0000

16	0.0000	652.28	5229.1	0.0000	24342
17	0.0000	0.0000	0.0000	19672	0.0000
18	0.0000	1089.5	0.0000	10487	19812
19	0.0000	1089.5	0.0000	0.0000	6147.0
20	0.0000	1089.5	0.0000	0.0000	30932
21	0.0000	1741.8	14472	0.0000	14010
22	0.0000	0.0000	0.0000	29786	2236.0
23	0.0000	0.0000	15527	0.0000	16494
24	1741.8	0.0000	5494.7	0.0000	0.0000
25	0.0000	652.28	7080.2	0.0000	22053
26	0.0000	0.0000	0.0000	32022	0.0000
27	0.0000	0.0000	0.0000	32022	0.0000
28	0.0000	1741.8	13786	11178	4215.0
29	0.0000	12731	5920.9	0.0000	13370
30	0.0000	0.0000	0.0000	32022	0.0000
31	0.0000	0.0000	24557	0.0000	7465.2
32	0.0000	0.0000	0.0000	32022	0.0000
33	0.0000	10989	1741.8	0.0000	19290
34	0.0000	0.0000	23751	2236.0	6034.5
35	0.0000	0.0000	19105	0.0000	12917
36	0.0000	0.0000	26706	3079.9	2236.0
37	0.0000	0.0000	0.0000	0.0000	32022
38	1741.8	0.0000	0.0000	0.0000	0.0000
39	0.0000	0.0000	0.0000	32022	0.0000
40	0.0000	0.0000	0.0000	29786	2236.0
41	0.0000	0.0000	5229.1	5776.0	21017
42	0.0000	0.0000	0.0000	32022	0.0000
43	0.0000	0.0000	0.0000	32022	0.0000
44	0.0000	0.0000	19738	0.0000	10048
45	0.0000	0.0000	0.0000	32022	0.0000
46	0.0000	0.0000	0.0000	32022	0.0000
47	0.0000	0.0000	0.0000	32022	0.0000
48	0.0000	0.0000	0.0000	32022	0.0000
49	0.0000	0.0000	19738	8728.3	3555.7
50	0.0000	0.0000	0.0000	32022	0.0000
51	0.0000	0.0000	0.0000	32022	0.0000
52	0.0000	10989	1741.8	0.0000	19290
53	0.0000	0.0000	26706	0.0000	5316.0
54	0.0000	12731	6492.3	0.0000	12798
55	0.0000	0.0000	24557	0.0000	7465.2
56	0.0000	10989	1741.8	0.0000	19290
57	8822.0	0.0000	0.0000	0.0000	20964
58	0.0000	0.0000	0.0000	19105	12917
59	0.0000	1741.8	0.0000	10114	12435

60	0.0000	0.0000	0.0000	0.0000	5316.5
61	0.0000	0.0000	0.0000	32022	0.0000
62	0.0000	1741.8	16057	0.0000	14223
63	0.0000	19290	0.0000	0.0000	5494.7
64	2149.2	11826	5316.0	0.0000	5494.7
65	0.0000	28044	2236.0	0.0000	0.0000
66	22815	0.0000	7465.2	0.0000	0.0000
67	22815	5229.1	2236.0	0.0000	0.0000
68	0.0000	24964	5316.5	0.0000	0.0000
69	0.0000	28044	2236.0	0.0000	0.0000
70	17930	0.0000	5316.5	0.0000	0.0000
71	15735	0.0000	7465.2	0.0000	0.0000
72	0.0000	24964	5316.5	0.0000	0.0000
73	6895.3	0.0000	11149	0.0000	0.0000
74	13500	0.0000	0.0000	0.0000	0.0000
75	0.0000	19290	0.0000	0.0000	0.0000
76	0.0000	19290	0.0000	0.0000	0.0000
77	0.0000	9029.2	5316.5	0.0000	0.0000
78	0.0000	19290	0.0000	0.0000	0.0000
79	4885.0	7465.2	567.10	0.0000	0.0000
80	0.0000	19290	0.0000	0.0000	0.0000
81	0.0000	0.0000	12350	0.0000	0.0000
82	0.0000	0.0000	16494	0.0000	0.0000
83	3079.9	0.0000	13414	0.0000	0.0000
84	10471	0.0000	1813.5	0.0000	0.0000
85	5316.5	0.0000	6968.1	0.0000	0.0000
86	5229.1	2236.0	0.0000	0.0000	0.0000
87	7465.2	0.0000	113.68	0.0000	0.0000
88	1813.5	0.0000	2692.6	0.0000	0.0000
89	4385.2	3079.9	0.0000	0.0000	0.0000
90	2236.0	3079.9	0.0000	0.0000	0.0000
91	0.0000	2236.0	0.0000	0.0000	0.0000
92	0.0000	2236.0	0.0000	0.0000	0.0000
93	0.0000	2236.0	0.0000	0.0000	0.0000
94	0.0000	0.0000	2236.0	0.0000	0.0000
95	0.0000	2236.0	0.0000	0.0000	0.0000
96	0.0000	0.0000	2236.0	0.0000	0.0000
97	0.0000	0.0000	1135.1	0.0000	0.0000

Tabella 3: Posizione e ore di funzionamento a potenza nominale (250 kW) degli elementi di combustibile dalla data di prima carica (15.11.1965) alla data del 31.12.2008

Utilizzando la grandezze riportate in Tab. I, i dati del combustibile nucleare (forniti dal produttore) e i dati di esercizio del reattore TRIGA del LENA (dal 1965 al 2008) è stato calcolato il consumo di ^{235}U e il burn-up di ciascuno elemento di combustibile. Il risultato del calcolo è stato di **370.8 grammi di ^{235}U fissionato** e di **446.1 grammi di ^{235}U consumato** in 32 044 ore di funzionamento del reattore a piena potenza (250 kW).

N° Elemento	Contenuto ^{235}U (g)	^{235}U consumato (g)	^{235}U fissionato (g)	^{235}U residuo (g)	Burn-Up (%)	Burn-Up MWd/kg U
1	35.74	3.38	2.81	32.36	7.85	14.89
2	37.17	4.96	4.12	32.21	11.09	21.01
3	36.23	5.39	4.49	30.84	12.39	23.48
4	36.78	6.24	5.18	30.54	14.08	26.68
5	38.63	6.82	5.67	31.81	14.68	27.83
6	35.98	5.35	4.45	30.63	12.38	23.46
7	36.01	5.36	4.46	30.65	12.38	23.46
8	36.76	6.12	5.08	30.64	13.83	26.21
9	36.79	6.83	5.67	29.96	15.41	29.21
10	36.64	6.10	5.07	30.54	13.83	26.21
11	36.99	1.90	1.58	35.09	4.27	8.09
12	37.06	1.27	1.06	35.79	2.85	5.41
13	37.03	4.54	3.78	32.49	10.20	19.33
14	36.13	5.37	4.47	30.76	12.38	23.46
15	36.91	4.89	4.06	32.02	11.00	20.85
16	36.96	5.19	4.33	31.77	11.70	22.18
17	36.31	3.42	2.85	32.89	7.84	14.86
18	35.74	5.22	4.35	30.52	12.16	23.05
19	35.81	1.26	1.05	34.55	2.92	5.54
20	35.51	4.99	4.15	30.52	11.70	22.17
21	37.05	5.72	4.76	31.33	12.84	24.33
22	36.56	5.46	4.55	31.10	12.44	23.57
23	36.63	5.84	4.86	30.79	13.26	25.13
24	37.07	1.66	1.38	35.41	3.71	7.03
25	37.01	5.23	4.36	31.78	11.77	22.30
26	36.11	5.37	4.47	30.74	12.38	23.46
27	36.34	5.41	4.50	30.93	12.38	23.46
28	36.99	5.99	4.98	31.00	13.46	25.52
29	37.01	6.42	5.33	30.59	14.41	27.31
30	36.35	5.41	4.50	30.94	12.38	23.46
31	36.76	6.12	5.08	30.64	13.83	26.21
32	36.12	5.37	4.47	30.75	12.38	23.46
33	36.94	6.08	5.06	30.86	13.69	25.94
34	36.96	6.18	5.13	30.78	13.89	26.32

35	36.87	6.00	4.99	30.87	13.52	25.63
36	36.88	6.23	5.17	30.65	14.03	26.58
37	35.72	4.92	4.10	30.80	11.47	21.75
38	37.39	0.50	0.42	36.89	1.11	2.11
39	36.19	5.38	4.48	30.81	12.38	23.46
40	35.88	5.36	4.46	30.52	12.44	23.57
41	36.30	5.48	4.57	30.82	12.58	23.84
42	36.31	5.40	4.50	30.91	12.38	23.46
43	36.42	5.42	4.51	31.00	12.38	23.46
44	36.86	5.65	4.70	31.21	12.75	24.16
45	36.37	5.41	4.50	30.96	12.38	23.46
46	35.88	5.34	4.44	30.54	12.38	23.46
47	35.96	5.35	4.45	30.61	12.38	23.46
48	36.57	5.44	4.53	31.13	12.38	23.46
49	36.79	6.15	5.11	30.64	13.90	26.34
50	36.28	5.40	4.49	30.88	12.38	23.46
51	36.26	5.39	4.49	30.87	12.38	23.46
52	36.95	6.08	5.06	30.87	13.69	25.94
53	36.93	6.19	5.14	30.74	13.91	26.37
54	37.04	6.45	5.36	30.59	14.47	27.42
55	36.68	6.11	5.07	30.57	13.83	26.21
56	36.87	6.07	5.05	30.80	13.69	25.94
57	37.06	5.87	4.88	31.19	13.18	24.98
58	36.48	5.46	4.54	31.02	12.46	23.61
59	36.98	4.32	3.60	32.66	9.72	18.43
60	35.39	0.86	0.72	34.53	2.02	3.84
61	36.39	5.41	4.51	30.98	12.38	23.46
62	37.02	6.06	5.04	30.96	13.61	25.80
63	38.00	5.45	4.52	32.55	11.90	22.56
64	38.00	5.55	4.61	32.45	12.14	23.00
65	38.00	6.85	5.68	31.15	14.94	28.32
66	38.00	7.75	6.44	30.25	16.95	32.12
67	38.00	7.91	6.57	30.09	17.29	32.77
68	38.00	6.87	5.70	31.13	14.99	28.41
69	38.00	6.85	5.68	31.15	14.94	28.32
70	38.00	6.07	5.04	31.93	13.27	25.15
71	38.00	5.96	4.95	32.04	13.03	24.69
72	38.00	6.87	5.70	31.13	14.99	28.41
73	39.00	4.46	3.71	34.54	9.50	18.01
74	38.00	3.77	3.13	34.23	8.24	15.61
75	38.00	4.50	3.73	33.50	9.81	18.60
76	38.00	4.50	3.73	33.50	9.81	18.60
77	38.00	3.33	2.76	34.67	7.26	13.77
78	38.00	4.50	3.73	33.50	9.81	18.60

79	38.00	3.34	2.77	34.66	7.30	13.83
80	38.00	4.50	3.73	33.50	9.81	18.60
81	38.00	2.62	2.18	35.38	5.73	10.85
82	38.00	3.46	2.87	34.54	7.56	14.33
83	38.00	3.73	3.10	34.27	8.16	15.46
84	38.66	3.41	2.83	35.25	7.33	13.89
85	38.66	3.09	2.56	35.57	6.63	12.56
86	38.66	2.09	1.74	36.57	4.49	8.52
87	38.66	2.19	1.82	36.47	4.71	8.94
88	38.00	1.12	0.93	36.88	2.44	4.63
89	37.84	2.01	1.67	35.83	4.42	8.38
90	37.92	1.40	1.17	36.52	3.08	5.83
91	38.31	0.56	0.46	37.75	1.20	2.28
92	38.04	0.55	0.46	37.49	1.20	2.28
93	37.55	0.54	0.45	37.01	1.20	2.28
94	37.97	0.49	0.41	37.48	1.07	2.02
95	38.72	0.56	0.47	38.16	1.20	2.28
96	38.81	0.50	0.41	38.31	1.07	2.02
97	37.08	0.24	0.20	36.84	0.54	1.03

Tabella 4: *Burn-Up degli elementi di combustibile del reattore TRIGA Mark II del LENA alla data del 31.12.2008*

Per confronto, è stato valutato il burn-up del combustibile utilizzando la nota relazione $1.05 \text{ g } ^{235}\text{U} / \text{MWd}$ che ha dato come risultato **350.5 grammi di ^{235}U fissionato nello stesso periodo di esercizio del reattore.**

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	PAR2010-UNI_PV-LB3-001	0		35	36

5. CONCLUSIONI

Risultato dell'attività di ricerca è stato lo sviluppo di una metodologia per valutazione del burn-up del combustibile del reattore di ricerca TRIGA Mark II del Laboratorio Energia Nucleare Applicata (LENA) dell'Università degli Studi di Pavia utilizzando il codice Monte Carlo MCNP (Version 4C) e per mezzo di calcoli basati su principi base di fisica dei reattori nucleari. Il consumo di U^{235} e il burn-up è stato valutato per tutti gli elementi di combustibile del reattore. La stima della quantità totale di U^{235} fissionato, entro le incertezze di qualche punto percentuale, si è mostrata in buon accordo con la valutazione basata sulla ben nota relazione tra burn-up e energia rilasciata durante il funzionamento del reattore.

Il contributo del plutonio per la produzione di energia totale non è stato considerato, ma, dato che il burn-up medio del combustibile del reattore TRIGA del LENA è piuttosto basso (circa 10%), si stima che il contributo del plutonio dovrebbe essere nell'ordine di qualche per cento. Inoltre, le sezioni d'urto microscopiche sono state valutate per una configurazione del nocciolo del reattore composta interamente da elementi di combustibile incamiciati in alluminio, mentre il calcolo del burn-up ha incluso elementi di combustibile incamiciati in acciaio inossidabile (circa 1/3 del numero totale di elementi di combustibile utilizzati nel reattore). Dato che in letteratura è riportato che gli elementi di combustibile incamiciati in acciaio inossidabile hanno una sezione d'urto efficace di fissione leggermente superiore (qualche punto percentuale) a quella degli elementi incamiciati in alluminio, questa differenza potrebbe spiegare parzialmente perché il calcolo sovrastima di qualche punto percentuale la quantità totale di U^{235} fissionato.

Un altro aspetto da sottolineare è che il buon accordo dei risultati è relativo alla quantità totale di U^{235} fissionato non implica che la valutazione del burn-up per ogni elemento di combustibile abbia la stessa accuratezza.

Pertanto, la metodologia di calcolo sviluppata, pur soddisfacendo i criteri di flessibilità e mostrando un buon grado di accuratezza nei risultati, necessita di essere ulteriormente perfezionata. In particolare sarà necessario valutare le sezioni d'urto microscopiche efficaci per ogni posizione e tipo di elemento di combustibile e valutare la variazione dei valori di tali sezioni d'urto in funzione del burn-up: queste attività saranno sviluppate nell'ambito delle prossime ricerche.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	PAR2010-UNI_PV-LB3-001	0		36	36

6. BIBLIOGRAFIA

1. RSICC COMPUTER CODE COLLECTION – MCNP4C Monte Carlo N-Particle Transport Code System, Los Alamos National Laboratory and Oak Ridge National Laboratory.
2. A. Borio di Tigliole, A. Cammi, M. Clemenza, V. Memoli, L. Pattavina, E. Previtali, “Benchmark evaluation of reactor critical parameters and neutron fluxes distribution at zero power for the TRIGA Mark II reactor of the University of Pavia using the Monte Carlo code MCNP”, (2010) Progress in Nuclear Energy 52(5), pp. 494 – 502.
3. John R. Lamarsh, “Introduction to Nuclear Reactor Theory, Addison-Wesley Publishing Company.
4. J. W. Sterbenz, “Radionuclide Mass Inventory, Activity, Decay Heat and Dose Rate Parametric Data for TRIGA Spent Nuclear Fuel”, Idaho National Engineering Laboratory 1997.
5. M. Ravnik T. Žagar A. Peršič, Fuel Element Burnup Determination in Mixed TRIGA Core Using Reactor Calculations, Nuclear Technology 128, 35-45, 1999.