



Politecnico di Milano

**Facoltà di Ingegneria Industriale
Dipartimento di Energia**

***Design preliminare per un reattore
omogeneo di nuova concezione***

**Candidato:
Sonia Roncaccia**

**Matricola:
708085**

**Relatore:
Antonio Cammi**

Controrelatore:

**Correlatore:
Carlo Lombardi**

**Correlatore:
Vito Memoli**

A.A. 2009-2010

Sommario

Sommario	1
Introduzione	1
I primi reattori omogenei: i progetti americani	1
Il reattore del CESNEF.....	7
Nuove tecnologie, vecchi obiettivi	13
Molten Salt Reactor: caratteristiche ed utilizzo del ciclo Th- ²³³ U	15
MSR: confronto tra diversi impianti a sali fusi	18
Capitolo 1 Il reattore omogeneo.....	23
1.1 Obiettivi	23
1.2 Sviluppo del Lavoro	24
1.3 La struttura Obiettivo	25
1.4 La configurazione Omogenea.....	26
1.4.1 Calcoli Preliminari.....	29
1.4.1.1 Determinazione del valore di k_{∞}	29
1.4.1.2 Andamento dei principali fattori in funzione della concentrazione d'Uranio.....	32
1.4.2 Analisi con programma MCNP	36
1.4.2.1 Procedimento per la determinazione degli atomi/cm ³ LiF- (Th-U)F ₄	36
1.4.2.2 Determinazione dell'energia media di flusso neutronico	38
1.4.3 Confronto tra i risultati manuali e da codice.....	39
1.4.3.1 Composto Critico	41
1.5 Burnup	42
1.6 Conversione.....	49
1.6.4 30 giorni di funzionamento con step di 1 giorno	50
1.6.5 5 anni di funzionamento con step di 6 mesi.....	51
1.6.6 10 anni di funzionamento con step di 1 anno	52
Capitolo 2 Il Reattore Omogeneo Riflesso.....	55

2.1 Configurazione con Riflettore	55
2.2 Il reattore riflesso totalmente	60
Capitolo 3 Dimensionamento del reattore obiettivo	65
3.1 Lo Scambio Termico	65
3.2 Perdite di Carico	73
Capitolo 4 Il Reattore Eterogeneo	75
4.1 Dimensionamento finale	75
4.1.1 Configurazione critica dell'omogeneo: 10 anni di funzionamento con step di 1 anno.....	79
4.2 Configurazione con canali in grafite.....	83
4.2.2 Caso 1: configurazione di miscela del reattore omogeneo	84
4.2.3 Caso 2: Canali da 5 mm per una nuova configurazione di sale con combustibile.....	85
4.2.4 Caso 3: Canali da 3 mm per la nuova configurazione di sale con combustibile	87
4.2.5 Caso 4: La configurazione critica e fertile.....	88
4.3 Perdite di carico per i canali in grafite.....	89
Capitolo 5 Conclusioni	91
5.1 Obiettivi futuri	93
Appendice 1.....	95
Reattore Omogeneo	97
Reattore Riflesso	99
Reattore Eterogeneo	101
Appendice 2.....	106
Bibliografia.....	111

Introduzione

I primi reattori omogenei: i progetti americani

I primi sistemi nucleari ad essere investigati sperimentalmente, dopo la scoperta della fissione nucleare sull'uranio, furono i reattori alimentati con una soluzione, o una miscela omogenea, di combustibile e moderatore. Più o meno un anno dopo questa scoperta, Halban e Kowarski [22], nei laboratori di Cavendish, in Inghilterra, eseguirono alcuni esperimenti che indicarono loro la possibilità di raggiungere una reazione a catena autoalimentata utilizzando uno “slurry” (letteralmente, un impasto refrattario semiliquido) di ossido di uranio (U_3O_8) in acqua pesante.

In questi esperimenti (dicembre 1940) furono utilizzati 112 l di acqua pesante miscelata con varie quantità di polvere di U_3O_8 , all'interno di una sfera di alluminio di 60 cm di diametro, immersa in circa una tonnellata di olio minerale pesante che serviva da riflettore.

I calcoli di Halban e Kowarski fornirono un fattore di moltiplicazione di 1.18 per un sistema in cui il rapporto tra gli atomi di deuterio e quelli di uranio (D/U) era di 380 a 1, e di 1.09 quando il rapporto D/U era 160 a 1.

Altri esperimenti, condotti nello stesso periodo, indicarono che utilizzando U_3O_8 e cera di paraffina con un allestimento a reticolo eterogeneo era possibile raggiungere un fattore di moltiplicazione di 1.37 in un sistema contenente circa 100 atomi di Deuterio per atomo di Uranio.

In precedenza (1939) Halban, Kowarski ed altri scienziati, avevano provato che non era possibile ottenere reazioni a catena autoalimentate con U_3O_8 ed acqua ordinaria. Furono quindi presi in considerazione anche sistemi omogenei di uranio con Elio, Berillio o Ossigeno che però risultarono non realizzabili sia per ragioni nucleari, che chimiche, che ingegneristiche.

Nel novembre del 1942, Kowarski con Fenning e Seligman, eseguirono esperimenti più accurati dai quali si evinse l'impossibilità di ottenere reazioni a catena autoalimentate in sistemi di U_3O_8 e H_2O sia con miscele omogenee sia con miscele eterogenee; infatti il valore più alto del fattore di moltiplicazione che venne raggiunto per il sistema omogeneo fu di 0.79 e di 0.85 per il sistema eterogeneo.

Risultò allora evidente che l'unico reattore omogeneo caricato con uranio naturale che fosse possibile realizzare avrebbe dovuto essere moderato con D_2O ; il problema era puramente tecnologico in quanto a quei tempi non c'era disponibilità di acqua pesante per l'utilizzo in reattori nucleari, pertanto l'interesse per i reattori omogenei rimase puramente accademico ed il programma per l'energia atomica si rivolse ai soli reattori eterogenei.

L'attenzione per gli omogenei riprese nel 1943 quando, Americani e Canadesi, riuscirono a produrre grandi quantità di D_2O e l'interesse per questa filiera riprese vita.

Nel marzo di quell'anno, Urey e Fermi tennero a Los Alamos una conferenza per ridiscutere il ruolo dei reattori omogenei. Dalla discussione emerse che, per il sistema $U_3O_8-D_2O$ di Halban e Kowarsky, il fattore di moltiplicazione teorico era di 1.02 ma il valore realmente ottenuto era di 1.18, risultato decisamente interessante sebbene né la teoria né l'esperimento fossero esenti da serie obiezioni; inoltre l'insufficienza di dati non permetteva di raggiungere una conclusione attendibile riguardo la fattibilità del sistema omogeneo. Se i risultati di Halban e Kowarski fossero stati corretti, un sistema omogeneo contenente poche tonnellate di D_2O avrebbe dovuto dare reazione a catena. In contrapposizione le stime teoriche prevedevano la necessità di ben cento tonnellate di D_2O .

Urey e Fermi conclusero che queste ipotesi meritassero ulteriori verifiche e che i precedenti esperimenti con il sistema $U_3O_8-D_2O$ avrebbero dovuto essere ripetuti con le nuove tecniche allora conosciute.

A seguito delle considerazioni teoriche di E. P. Wigner ed altri, poiché la sezione d'urto di assorbimento assegnata all'acqua pesante, a quel tempo, rendeva necessarie più di 200 ton di D_2O per il raggiungimento della criticità, si arrivò alla conclusione che la configurazione più idonea per un reattore di $U_3O_8-D_2O$ avrebbe dovuto essere quella in cui lo slurry veniva pompato attraverso un reticolo di tubi immersi in un moderatore di acqua pesante.

Con un sistema eterogeneo, invece, sarebbe stata sufficiente un'inferiore quantità di acqua pesante e di conseguenza gli sforzi furono diretti nella progettazione di un impianto che richiedesse circa 50 ton di D_2O . Wigner, inoltre, stimò che la concentrazione di U nello slurry avrebbe dovuto essere di 2.5-3.0 grammi per centimetro cubo. Fu subito chiaro che non esistevano soluzioni acquose di un composto con uranio che potessero raggiungere quella densità, perciò le fasi iniziali della ricerca, effettuate alla Columbia University, furono dirette allo sviluppo di slurries ad alta densità. I risultati portarono a una sospensione di U in D_2O molto densa che avrebbe dovuto essere pompata attraverso un gran numero di tubi posti nel moderatore di acqua pesante. Inoltre, si stabilì che sia lo slurry che il moderatore avrebbero dovuto circolare in scambiatori di calore per il raffreddamento.

Nel luglio del 1943 furono completati gli esperimenti sulle sezioni d'urto microscopiche di assorbimento per il deuterio che fornirono un valore inferiore a quello precedentemente noto. Di conseguenza lo studio dei reattori omogenei tornò in auge poiché le dimensioni critiche potevano essere ridotte a trenta tonnellate di D_2O con circa sei ton di Uranio in ossido, oltretutto in una sfera non riflessa. Questo sviluppo

permise lo spostamento verso slurries meno densi, semplificando grandemente sia i problemi connessi con il mantenimento di una sospensione di giusta densità, sia quelli legati al pompaggio ed all'erosione.

Alla fine del 1943 erano stati sviluppati, dal laboratorio metallurgico dell'Università di Chicago, i progetti preliminari per diversi tipi di reattori ad acqua pesante, tutti utilizzando un combustibile a slurry, ma che si differenziavano per la tipologia di struttura: uno aveva struttura omogenea, l'altro era un light-water-cooled heterogeneous reactor e il terzo era un D₂O cooled-heterogeneous-reactor. Questi reattori furono proposti per operare ad un livello di potenza di 500MW o più, ed erano intesi come alternativa alle "Piles" costruite ad Handford per la produzione di plutonio; nell'eventualità in cui l'attività del sistema uranio naturale-grafite fosse risultata soddisfacente, la ricerca sugli omogenei non poteva essere archiviata.

Con lo sviluppo di tecniche per l'arricchimento dell'Uranio, Enrico Fermi sostenne la costruzione, a Los Alamos, del primo reattore omogeneo a combustibile liquido con Uranio arricchito in U-235.

A questi reattori venne dato il nome in codice, per ragioni di sicurezza, di "Water Boilers". Questo nome risultò appropriato perché nelle versioni a più alta potenza la soluzione di combustibile sembrava bollire per la formazione di bolle di idrogeno e di ossigeno a seguito della decomposizione della D₂O.

Il primo "Water Boiler" fu costruito nel tardo 1943, sotto la direzione di D.W.Kerst e fu chiamato LOPO (LOW Power, Figura 1) perché la sua potenza era virtualmente zero. Questa caratteristica semplificò il suo design e

la sua costruzione, eliminando la necessità di schermature. Il combustibile liquido, una soluzione acquosa di solfato di uranile arricchito, era contenuto in un contenitore sferico di acciaio inossidabile di 1 piede di

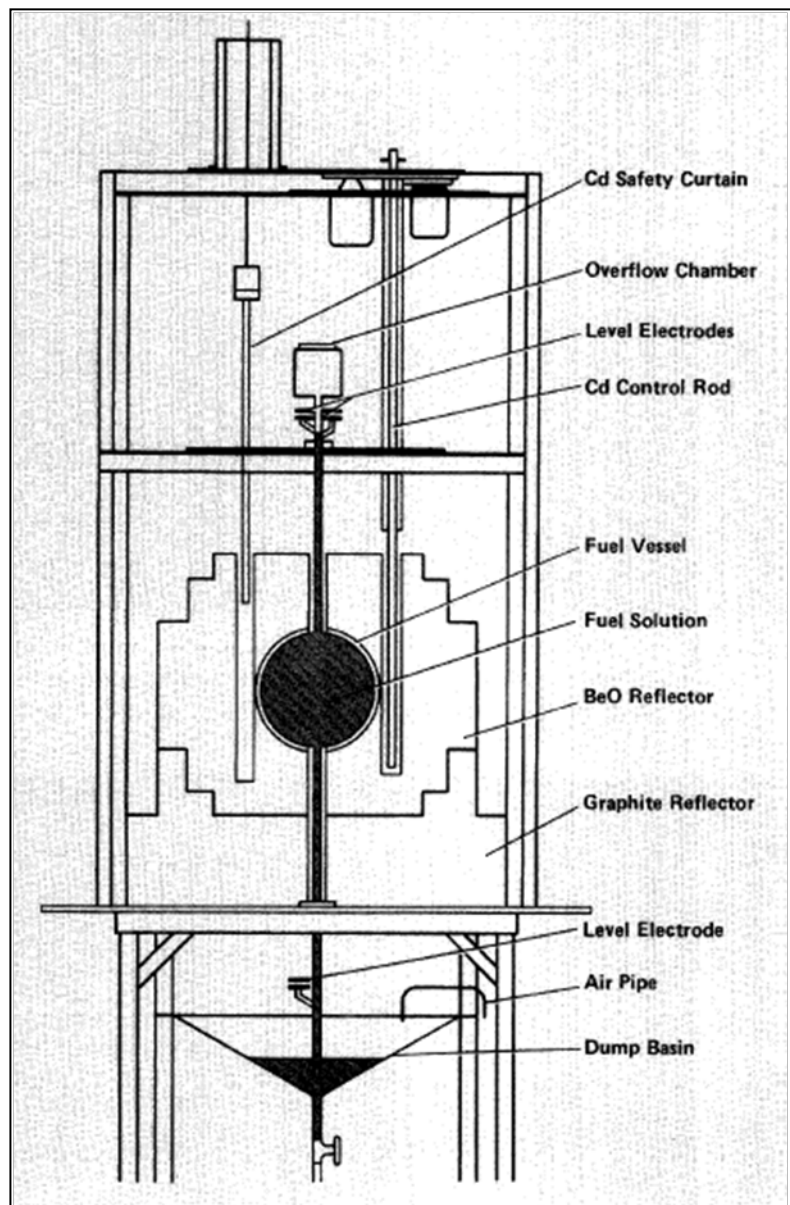


Figura 1) sezione di LOPO

diametro circondato da un riflettore di ossido di berillio su una base di grafite. Le barre di controllo passavano attraverso dei canali nel riflettore.

Poiché il reattore era progettato per operazioni a bassa potenza, non era stato disposto un sistema di raffreddamento.

Molti illustri scienziati furono coinvolti nella progettazione, nella costruzione e nelle operazioni iniziali di LOPO, tra di loro: Richard Feynman, Bruno Rossi, Frederic de Hoffmann, Marshall Holloway, Gerhart Friedlander, Herbert Anderson ed Enrico Fermi. Secondo R.E.Schreiber, vicedirettore per molti anni del laboratorio, il "Water Boiler" era il giocattolo di Fermi. *"Lui lavorava sui problemi fisici delle armi di mattina e passava i pomeriggi sul reattore. Analizzava i suoi dati come se li stesse collezionando. Era molto insistente su questo punto e fermava l'esperimento se i risultati non avevano senso"*. Il giorno in cui LOPO raggiunse la criticità, nel maggio del 1944 dopo un'aggiunta di Uranio arricchito, Fermi era ai comandi.

LOPO raggiunse lo scopo per cui era stato costruito: la determinazione della massa critica per una semplice configurazione di combustibile, e la verifica di un nuovo concetto di reattore. La massa critica, per la geometria utilizzata, era un valore estremamente basso di 565.5 grammi di ^{235}U .

Dopo aver effettuato queste misure ed una serie di studi di reattività, LOPO venne smantellato per dare vita ad un secondo "Water Boiler" che operasse a livelli di potenza fino a 5.5kW e fornisse la sorgente di

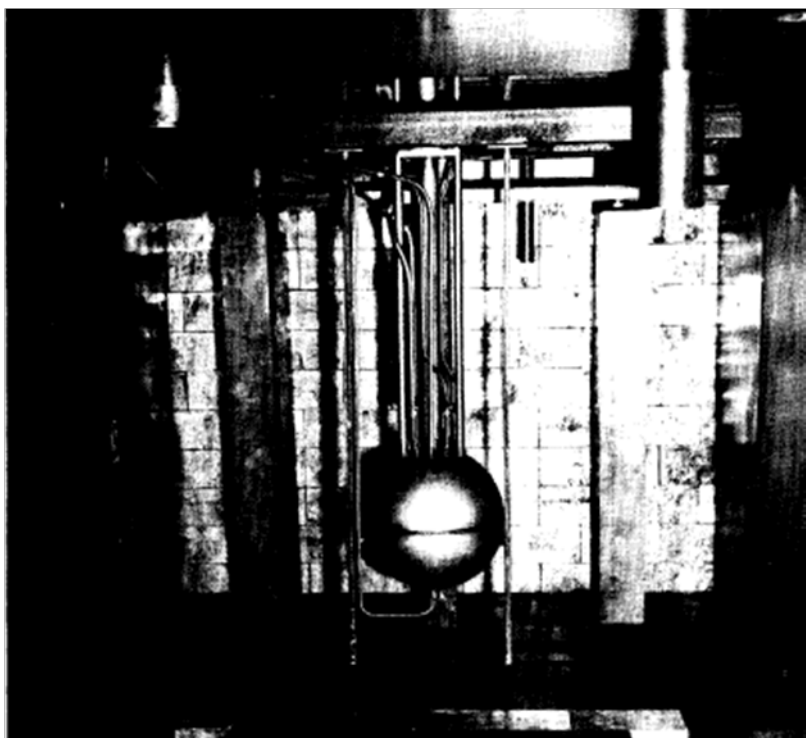


Figura 2) reattore HYPO

neutroni di cui il laboratorio necessitava per gli studi sulle sezioni d'urto. Questa seconda versione prese il nome di HYPO (High Power, Figura 2) e fu costruita sotto la direzione di L.D.P. King e R.E.Schreiber. Il combustibile liquido venne modificato con una soluzione di nitrato di uranile e vennero installate all'interno del vessel serpentine di raffreddamento. Fu anche introdotto un "glory hole" attraverso il contenitore sferico che consentiva il posizionamento di campioni nelle zone di flusso neutronico più intenso. Infine venne

costruito uno schermo attorno al core ed una colonna termica di grafite che radiasse neutroni da esso. Il reattore divenne operativo nel dicembre 1944. Molte delle misure neutroniche chiave per la progettazione delle prime bombe atomiche vennero eseguite utilizzando HYPO.

Nel 1950 la necessità di flussi neutronici più grandi, portò ad effettuare delle modifiche che permettessero operazioni a livelli di potenza di 35kW e la produzione di flussi neutronici maggiori di 10^{12} [n/(cm²s)].

Questa versione del "Water Boiler" venne chiamata SUPO.

Completata nel marzo 1951, la conversione da HYPO a SUPO includeva le seguenti modifiche:

- Per rimuovere una maggiore quantità di calore vennero installate nel vessel 3 serpentine di acciaio inox lunghe 20 piedi.
- Fu aumentato l'arricchimento della miscela di nitrato di uranile dal 14 all'88.7% di U-235.
- L'ossido di berillio del riflettore venne rimpiazzato con grafite per permettere uno shutdown del reattore più rapido.
- Un sistema di ricombinazione a gas fu connesso al vessel per eliminare il rischio di esplosioni a seguito della radiolisi dell'acqua pesante.

Il sistema includeva una camera di ricombinazione dei gas esausti a circa 440°C. L'acqua formata era poi rinviata nel vessel.

SUPO operò quotidianamente fino al 1974 quando venne dismesso, fornendo risultati importanti sia nei programmi militari che nella ricerca medica applicata agli effetti di radiazioni da neutroni, beta e gamma. Inoltre furono eseguiti, all'inizio degli anni 50, esperimenti sul comportamento transitorio di SUPO. La reattività del reattore venne rapidamente incrementata estraendo una delle barre di controllo in circa 0.1sec. Si trovò che, immediatamente a seguito dell'incremento di reattività, si verificava un considerevole successivo decremento. Questa diminuzione era causata principalmente, da un aumento della produzione di O₂ e H₂ che diminuivano la densità e la capacità di moderazione della miscela stessa.

I bassi costi, la sicurezza intrinseca, il basso consumo di combustibile e la flessibilità del Water Boiler portarono alla costruzione di numerosi reattori di ricerca basati su questo modello.

In aggiunta ai reattori di ricerca descritti, furono costruiti e testati, sempre a Los Alamos, tra il 1955 e il 1963, due piccoli reattori di potenza il cui design era unico,,: LAPRE I e LAPRE II (LAPRE sta per Los Alamos Power Reactor Experiment) [21].

Questi due reattori incorporavano il tentativo di sfruttare alcune delle proprietà di una soluzione di combustibile composta di diossido di uranio altamente arricchito (93.5% in ²³⁵U) disciolto in acido fosforico al 95%. Era evidente che questa soluzione avrebbe permesso al reattore di operare come una sorgente di energia imposta a temperatura costante, la cui resa era determinata solo dalla domanda del carico. Si credeva che questi reattori potessero trovare applicazione nelle installazioni militari come fonti di energia portatili.

LAPRE II venne completato nel 1959, e raggiunse la potenza di 800 kW. La temperatura della soluzione combustibile e del vapore surriscaldato era determinata solo dalla concentrazione di uranio nel combustibile e dalla posizione di una barra di controllo regolabile. I problemi principali che s'incontrarono

furono quelli di trovare un materiale di contenimento del combustibile che riuscisse a sopportare la corrosività dell'acido fosforico ad alta temperatura. Si pensò pertanto di placcare l'acciaio inossidabile del vessel e le tubature di raffreddamento con oro. Sebbene l'oro mantenesse la sua integrità, il problema del rivestimento persistette in quanto la placcatura non riuscì a resistere a lungo all'aggressività dell'ambiente ed il progetto si concluse nel 1960.

Ricerche simili procedettero quasi di pari passo, anche nei laboratori di Oak Ridge.

Tra i diversi utilizzi previsti per i reattori omogenei, ad Oak Ridge venne considerato anche quello per l'estrazione dell' ^{233}U , che diventò poi il principale obiettivo di ricerca. La volontà di studiare, o dimostrare, se possibile il processo di breeding era stato reso particolarmente interessante dalla scoperta che il nuclide fissile U-233 emetteva più neutroni di fissione rispetto all'U-235 o al Pu-239; i fisici furono veloci nello stabilire la possibilità di fare un ciclo di breeding a ^{233}U -Th che avrebbe creato più ^{233}U dal Torio di quanto non ne fosse consumato in reattore.

Le potenzialità del reattore omogeneo associato al ciclo ^{233}U -Th vennero presentate nel novembre del 1944 da L.W.Nordheim. Gli studi, ad Oak Ridge, vennero pertanto indirizzati nella progettazione di un reattore autofertilizzante con un tempo di raddoppio di 3 anni e con una potenza di circa 10000 kW.

Nel 1949 Weinberg, direttore di ricerca agli ORNL¹, propose che tutta la situazione riguardo i reattori omogenei fosse rivista e che la loro fattibilità fosse rivalutata alla luce delle conoscenze e delle esperienze effettuate fino al 1945. Il Dr. Weinberg suggerì informalmente a pochi chimici, fisici ed ingegneri di riconsiderare le prospettive per i reattori omogenei e tenne una serie di incontri per discuterne al riguardo.

Nel luglio del 1949, a seguito degli studi preliminari, crebbe l'interesse per i reattori omogenei. Venne

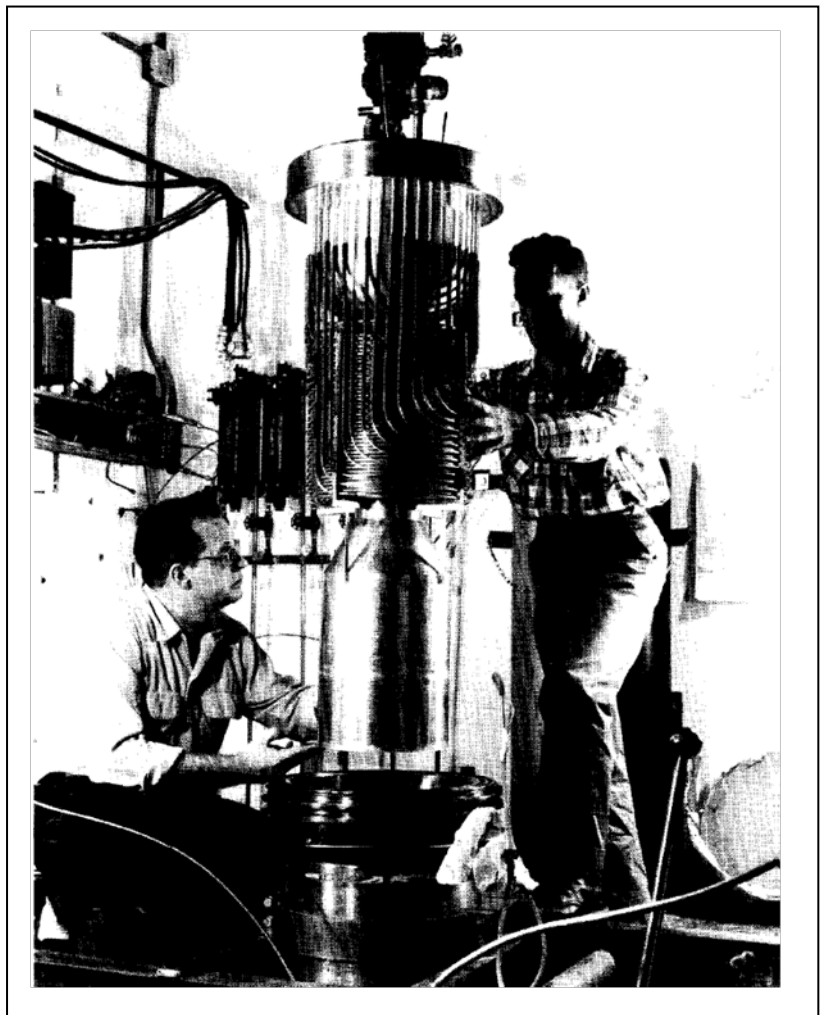


Figura 3) Assemblaggio del core di LAPRE II

¹ Oak Ridge National Laboratories

quindi formata una vera e propria commissione per lo studio di questo tipo di reattori, sotto la direzione di C.E.Winters e vennero portati avanti gli studi di fisica e progettazione degli stessi.

Per la fine dell'agosto del '49 il design preliminare sulla maggior parte dei componenti era stato completato; la costruzione del primo reattore omogeneo di Oak Ridge, l'Homogeneous Reactor Experiment No.1 (HRE-1), iniziò nel settembre del 1950 e fu completata nel gennaio del 1952. L'HRE-1 raggiunse la criticità il 15 aprile del 1952 e all'inizio del 1954 fu smantellato, dopo aver dimostrato con successo la stabilità nucleare chimica di un reattore a combustibile circolante di densità di potenza moderatamente alta, caricato con una soluzione di solfato di uranile arricchito. Un secondo reattore sperimentale,

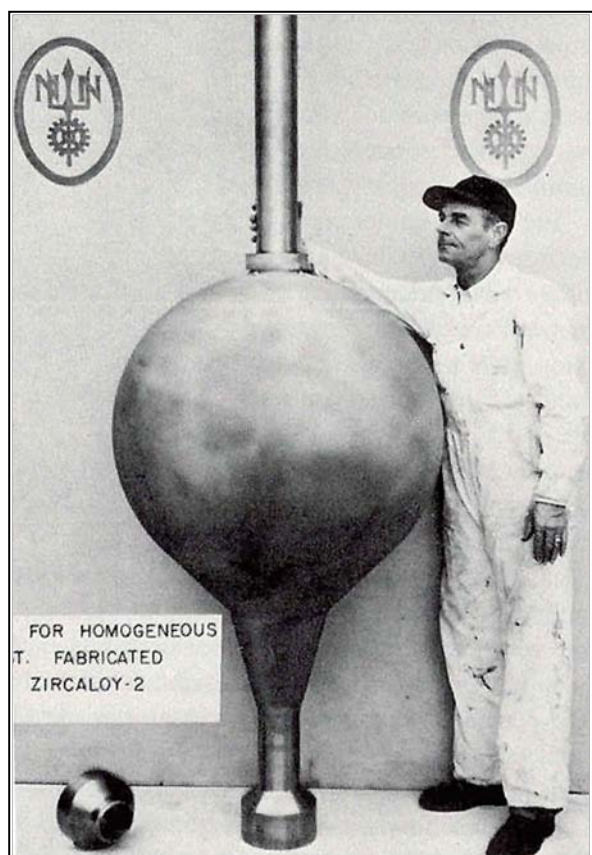


Figura 4) L'HRE

Homogeneous Reactor Test (HRE-2), anch'esso caricato con solfato di uranile, fu costruito sul sito del HRE-1 per testare l'affidabilità di materiali ed attrezzatura per operazioni a lungo termine, le procedure di manutenzione in remoto, ed i metodi per la continua rimozione di prodotti di fissione e prodotti di corrosione insolubili. La costruzione del reattore fu completata nel tardo 1956 e fu seguita da un periodo di operazioni non nucleari per determinare le caratteristiche ingegneristiche del reattore.

La criticità fu raggiunta il 27 dicembre del 1957 e si arrivò all'operatività a piena potenza (5MW) il 4 aprile del 1958. A seguito del completamento della costruzione e dell'inizio delle operazioni dell'HRE-2, l'ORNL Homogeneous Reactor Project spostò la sua attenzione nei confronti del design di un reattore autofertilizzante ad acqua al Torio noto con il nome di HRE-3 con l'obiettivo di completare la progettazione

concettuale durante l'estate del 1958.

L'ultimo reattore omogeneo che merita particolare attenzione è il reattore che venne costruito presso il politecnico di Milano.

Il reattore del CESNEF

Il Politecnico di Milano nel Gennaio del 1957 iniziò la costruzione del "Centro Studi Nucleari Enrico Fermi" programmato intorno ad un reattore omogeneo L-54 dell' Atomic International. Come si legge in

un articolo del 1961 di G.Bolla, tratto dalla rivista ENERGIA NUCLEARE, “.. Il Centro esprime il suo significato anzitutto con lo stesso titolo, dove la generalità di “Studi Nucleari” è dettata dalla presenza di un reattore, ed è largamente giustificata. Sicchè, i laboratori in attività o quasi in attività coltivano l’elettronica nucleare, la radioattività dell’aria, la fisica sanitaria (con un servizio di dosiscopia fotografica autonomo), la fisica nucleare (in particolare spettroscopia beta e gamma, spettrometria dei neutroni), la radiochimica, la biologia..”.

Il reattore in questione era un sistema di tipo omogeneo caricato con una soluzione concentrata di UO_2SO_4 con arricchimento del 19.94%, moderato e refrigerato con acqua leggera, la cui velocità di scorrimento in core era di 50 l/min. Il riflettore era costituito da grafite.

L’L54 aveva una potenza termica di 50 kW; si raggiunsero flussi neutroni termici e veloci di 10^{12} [n/(cm^2s)]. La criticità venne raggiunta il 20-11-1959. Il reattore continuò a funzionare per 20 anni e venne spento il 27-07-1979.

Ci sembra indicativo riportare per intero un paragrafo di un articolo, della suddetta rivista, scritto da A. Hassid, A. Rimini, V. Sangiust e S. Terrani, sul raggiungimento della criticità del reattore.

“CARICAMENTO DEL COMBUSTIBILE FINO AL RAGGIUNGIMENTO DELLA MASSA CRITICA

Il combustibile è stato fornito sotto forma di soluzione concentrata di UO_2SO_4 (~ 500 g/litro di U), con arricchimento del 19,94% (~ 100 g/litro di U^{235}).

Prima del caricamento sono stati compiuti ripetuti lavaggi del circuito primario con acqua bidistillata; si misurava la resistività dell’acqua dopo il lavaggio e la si analizzava chimicamente. In particolare per il cloro che, presente anche in tracce, è estremamente nocivo per la resistenza del nocciolo alla corrosione, si è compiuta l’analisi nefelometrica. I lavaggi sono stati ripetuti fino a che la conduttività non è discesa al di sotto di 1 $\mu mhos/cm$ e il contenuto in cloro al di sotto di 0,1 ppm. In base alle esperienze compiute con altri reattori di questo tipo è stato scelto come volume finale di riempimento 26,3 litri. Si è portato il reattore critico con un volume di circa 23 litri, lasciando la rimanente capacità per un’ulteriore carica di uranio (onde ottenere un eccesso di reattività) e di acqua onde pulire le condotte e portare il volume al valore finale. Sempre dalle esperienze sui reattori gemelli risultava che la massa critica a circa 23 litri di soluzione era di circa 1200g di U^{235} ; questa quantità di uranio corrispondeva, nel nostro caso, a 12 litri di soluzione concentrata. Gli 11 litri rimanenti hanno perciò costituito il primo caricamento di acqua bidistillata contenente alcuni additivi chimici precisamente:

- 1) H_2SO_4 per 935 g*
- 2) $FeSO_4 \cdot 7H_2O$ per 34.2 g*
- 3) $CuSO_4 \cdot 5H_2O$ per 4.22 g*

4) $\text{Al}_2(\text{SO}_4)_3 \cdot 16\text{H}_2\text{O}$ per 0.19 g

L'acido solforico, il ferro e il rame hanno la proprietà di limitare la decomposizione del solfato di uranile in perossido di uranio che precipiterebbe e sarebbe pressoché perduto come combustibile; l'aggiunta di alluminio serve a neutralizzare l'azione del fluoro, pericoloso agli effetti della corrosione. Il procedimento adottato è stato il seguente: per il primo caricamento il quantitativo fissato di soluzione è stato trasferito per aspirazione nel recipiente deposito precedentemente vuotato a 76 mm Hg. Pressurizzando il serbatoio con ossigeno si è quindi immessa la soluzione nel nocciolo.

Per i caricamenti successivi la quantità di combustibile voluta si trasferiva nel deposito, dove si faceva pervenire per gravità anche la soluzione già presente nel nocciolo, onde miscelare intimamente. Il tutto veniva quindi trasferito nel nocciolo, pressurizzando con ossigeno il deposito.

Per abbassare sia la pressione sia del deposito che del nocciolo dopo ogni caricamento, questi venivano collegati con uno dei tre serbatoi di acciaio inossidabile schermati con calcestruzzo, della capacità di 120 l, precedentemente vuotati fino a 76 mm di Hg. Il gas raccolto veniva monitorato e liberato attraverso una ciminiera solo quando l'attività era scesa a livelli inferiori a $10^{-7} \mu\text{c}/\text{cm}^3$.

I volumi di soluzione introdotti nei vari caricamenti sono stati:

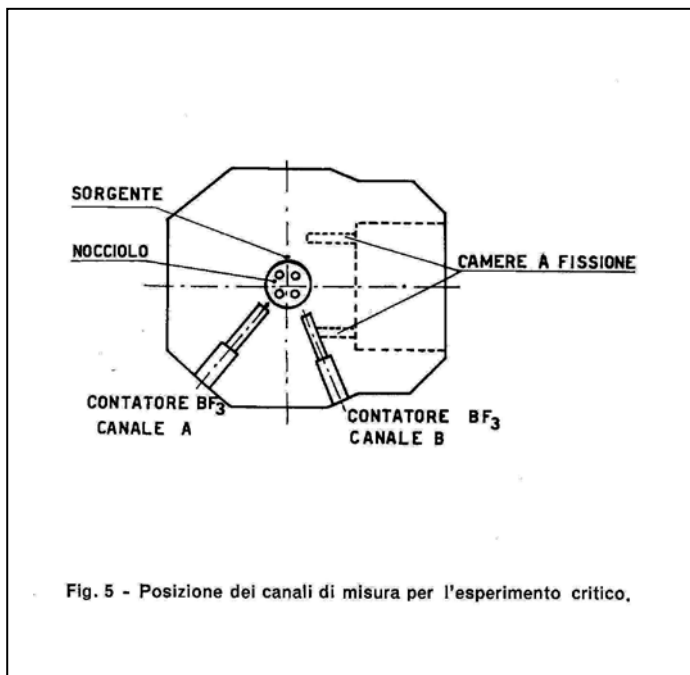
- 1° caricamento: 11.5 litri acqua più additivi
- 2° caricamento: 8,0 litri di soluzione combustibile
- 3° caricamento: 2,0 litri di soluzione combustibile
- 4° caricamento: 1.0 litri di soluzione combustibile
- 5° caricamento: 0,5 litri di soluzione combustibile
- 6° caricamento: 0,35 litri di soluzione combustibile
- 7° caricamento: 0,65 litri di soluzione combustibile
- 8° caricamento: 0.70 litri di soluzione combustibile
- 9° caricamento: 1.18 litri di acqua bi distillata

Per determinare il volume di H_2O dell'ultimo caricamento si è tenuto conto della non addittività dei volumi, quando si mescolino soluzioni di H_2SO_4 e UO_2SO_4 in H_2O . Alla fine della operazione di criticità nel nocciolo vi erano:

- 24,320 litri d'acqua
- 10199,4 g UO_2SO_4 al 19,94% in U235
- 935 g di H_2SO_4
- 39 g di solfati di Fe, Cu e Al

Volume complessivo: 26,320 litri.

Per seguire l'andamento del fattore di moltiplicazione del reattore, in funzione della quantità di combustibile introdotto, sono stati usati quattro canali di misura (fig. 5).



Due di questi erano costituiti da camere a fissione collegate in parallelo a due ratemeter (lineare e logaritmico) facenti parte della strumentazione del reattore e a due scale: gli altri due canali erano costituiti da contatori proporzionali a BF_3 connessi con scale di conteggio. In vicinanza del nocciolo prima delle operazioni di criticità era stata posta una sorgente Ra-Be di $1,2 \cdot 10^6$ n/s.

Scopo delle misure era di conoscere la massa di U^{235} necessaria al raggiungimento della criticità con 4 barre estratte.

Dalle misure ottenute dai canali citati veniva

ricavata una grandezza C , legata alla moltiplicazione della soluzione combustibile.

$$C \propto M = \frac{1}{1 - K}$$

Dopo ogni fase di caricamento si eseguivano conteggi sulle scale connesse alle camere a fissione a BF_3 con le barre di controllo nelle seguenti diverse configurazioni :

1. le 4 barre immerse
2. la barra 1 e la barra 3 estratte, le 2 e la 4 ancora immerse
3. le barre 1, 3, 2 estratte, la 4 immersa
4. le 4 barre estratte.

Le frequenze di conteggio erano evidentemente proporzionali per ogni configurazione alla moltiplicazione M .

Ponendo la C (proporzionale a M) uguale a 1 per la configurazione di barre di controllo corrispondente a 4 barre estratte e per il secondo caricamento, per gli ulteriori caricamenti e per le diverse configurazioni di barre di controllo C è uguale al rapporto fra le frequenze di conteggio successivamente misurate e quelle della situazione di riferimento. Nella tabella 3 sono riportati i risultati relativi ai vari caricamenti

Se si riporta su un grafico il rapporto $1/C$ in funzione della massa di ^{235}U e per le diverse configurazioni di barre di controllo, si ottengono punti su 4 curve che tendono allo zero (corrispondente a $C \rightarrow \infty$) per 4 differenti masse di ^{235}U (fig. 6): si possono ottenere informazioni sulla massa critica dopo ogni caricamento congiungendo con una retta i punti corrispondenti a due successivi caricamenti ed estrapolando a zero tale retta.

TABELLA 3

DATI SULL'ESPERIMENTO CRITICO

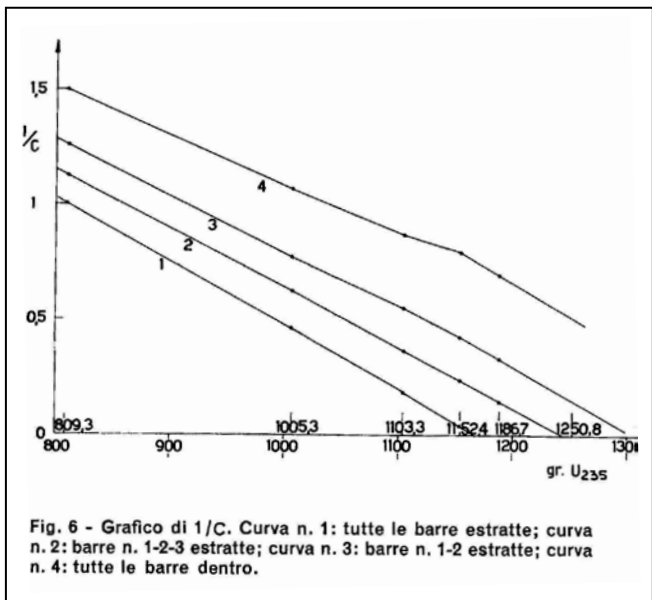
N.	Carica- mento	Massa di U ²³⁵ introdotta (grammi)	Massa di U ²³⁵ totale (grammi)	1/C tutte le barre dentro	1/C 2 barre fuori	1/C 3 barre fuori	1/C 4 barre fuori	Massa critica estrap. con 4 b. fuori (grammi)	Errore massimo (grammi)	Reattività %
1	11,5 litri acqua + additivi	0	0	—	—	—	—	—	—	—
2	8,0 litri di sol. combu- stibile	809,3	809,3	1,5	1,255	1,125	1	—	—	—
3	2,0 litri	196,06	1005,36	1,067	0,773	0,626	0,461	1173	± 30	—
4	1,0 litri	98,03	1103,4	0,872	0,550	0,364	0,180	1165,8	± 2	—
5	0,5 litri	49,015	1152,4	0,794	0,426	0,236	0,0379	1165,5	+ 0,15 - 0,35	—
6	0,35 litri	34,31	1186,7	0,696	0,331	0,144	—	—	—	0,486
7	0,65 litri	64,115	1250,8	—	—	—	—	—	—	1,861
8	0,70 litri	69,79	1320,6	—	—	—	—	—	—	3,315
9	1,18 litri di acqua distillata	0	1320,6	—	—	—	—	—	—	3,533

I valori via via ottenuti sono diversi fra di loro ma tale differenza va diminuendo con l'aumentare di ²³⁵U presente nel nocciolo.

si può notare come dopo 1100 g di ²³⁵U la curva corrispondente alle quattro barre estratte diventi praticamente una retta e indichi in modo sufficientemente preciso la massa critica. Tale curva è ottenuta mediando aritmeticamente i fattori 1/C dei 4 canali di misura. La fig. 7 indica invece per quantità di ²³⁵U superiori a 1100g le curve di 1/C dovute ai 4 rivelatori con le 4 barre estratte. E interessante notare l'ottimo accordo.

Compiuto il caricamento n. 6 (fino a 1186,715 g di ²³⁵U) si è proceduto come segue: si estraevano prima una, poi due, poi tre barre di controllo misurando le frequenze di conteggio dopo ogni estrazione. Con la terza barra estratta ($K \approx 0,99$) si notava già l'influenza dei neutroni ritardati sull'andata a regime del flusso neutronico. Infine si

è estratta a gradini la quarta barra di controllo e si sono rappresentati i dati di 1/C in funzione dei pollici di barra estratti. Da questo grafico si è ottenuta la posizione della quarta barra corrispondente alla criticità (fig. 8).



A questo punto si è estratta la barra in modo da essere certamente sopracritici, con un periodo però dell'ordine delle decine di secondi; la prima parte dell'operazione di criticità poteva ritenersi così conclusa e

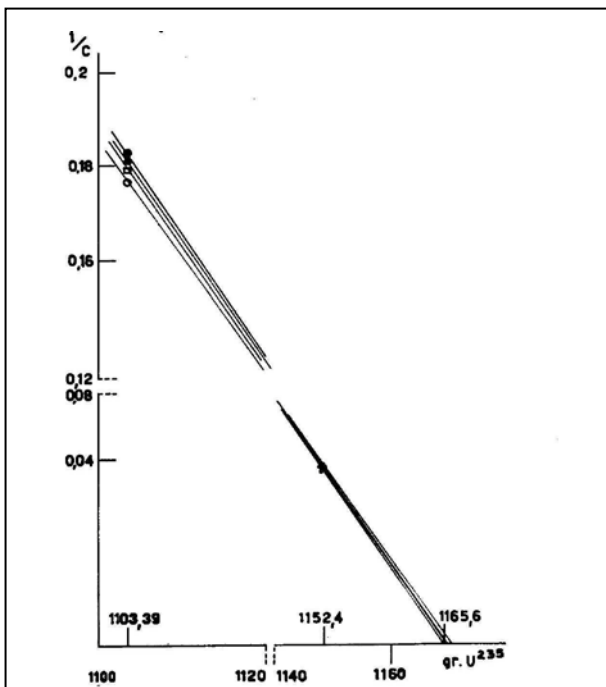


fig. 7 - Grafico di $1/C$ per i 4 rivelatori dopo 1100 g di U^{235} .

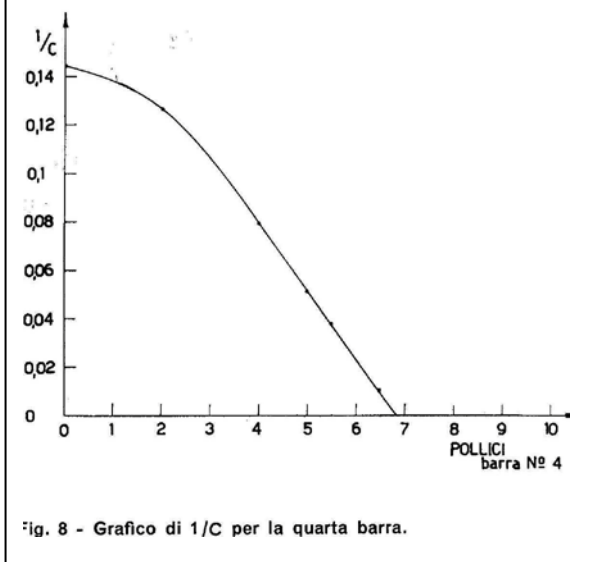


fig. 8 - Grafico di $1/C$ per la quarta barra.

il reattore è stato quindi spento immergendo le 4 barre di controllo.

Per la fase finale dell'operazione, sono stati utilizzati solo due strumenti, i ratemeter lineare e logaritmico, in quanto i contatori a BF_3 richiedevano personale nella stanza del reattore che per prudenza era stata evacuata poco prima del raggiungimento della criticità.

D'altra parte a elevati livelli del flusso neutronico si sono aggiunte le indicazioni degli altri 2 canali di misura, della strumentazione del reattore, meno sensibili dei precedenti, costituiti, come si è detto altrove, da camere di ionizzazione compensate a strato di boro, connesse con indicatori lineari e logaritmici.

Durante l'intera fase di raggiungimento della criticità non sono stati messi in funzione il riscaldatore del letto catalitico, il circuito di raffreddamento del ricombinatore e quello del nocciolo. Si seguivano e registravano periodicamente le indicazioni della temperatura nei vari punti, della pressione del ricombinatore, dell'attività nel sottopila e dell'attività nella stanza del reattore.

Raggiunta la criticità si è passati alla seconda parte dell'esperimento intesa a ottenere il valore desiderato di reattività positiva, che in base alle seguenti considerazioni è stato scelto di 3,5%.

Dall'esperienza dei reattori gemelli si nota che a 50 kW e a 80 °C di temperatura della soluzione, circa 1,6% di reattività viene assorbito dal coefficiente di temperatura e di potenza; evidentemente la reattività a disposizione deve essere superiore all'1,6%.

D'altra parte ragioni di sicurezza richiedono di poter inserire prontamente nel reattore a 50 kW e a 80 °C, reattività negativa dell'ordine di 5%; di conseguenza, possedendo le barre di controllo una reattività di

circa 7,2%, alle condizioni di regime, alla massima potenza, la reattività positiva a disposizione per le esperienze sarà di 2,2%.

A freddo perciò e a potenza nulla, la reattività positiva sarà di circa $2,2\% + 1,6\% = 3,8\%$. Da esperienze svolte su reattori simili al nostro, e in particolare sul KEWB², si può dire poi che valori di pressione e di temperatura che possano essere pericolosi vengono raggiunti nel sistema nocciolo e ricombinatore solo se si inserisce una reattività positiva istantanea maggiore del 4%. Sulla base di tutte queste considerazioni si è scelta per il reattore L-54 di Milano una reattività positiva a freddo a potenza zero, di 3,5%. Si è perciò misurata la reattività positiva presente nel reattore terminata la prima fase di caricamenti. Tale valore era di 0,467% e con esso si è stimato un coefficiente di reattività per grammo di uranio

$$\delta K \left[\frac{\%}{gU^{235}} \right] = \frac{0.467\%}{M_{VI} - M_{critica}} = \frac{0.467\%}{21.165} = 0.0216\%g$$

Dove:

$M_{VI} = 1186.715 \text{ g } ^{235}\text{U}$, massa dopo il VI caricamento

$M_{critica} = 1165,55 \text{ g } ^{235}\text{U}$

Quindi hanno avuto inizio gli ultimi 3 caricamenti, con i quantitativi di ^{235}U e H_2O dati nella tabella 3. Al termine di ogni caricamento, si è misurata la reattività positiva posseduta dal reattore e si è proceduto per il successivo caricamento. Alla fine dei caricamenti si è misurata la reattività totale del reattore ed essa è risultata essere 3,53%.”

Nuove tecnologie, vecchi obiettivi

La ricerca sui reattori omogenei fu portata avanti sempre con minor enfasi in quanto gli svantaggi dei sistemi ad acqua ($\text{U}_3\text{O}_8\text{-D}_2\text{O}$) superano i vantaggi dei sistemi omogenei; tali svantaggi sono :

- L'alta pressione di vapore dell'acqua; i reattori di potenza omogenei ad acqua, come tutti i reattori di potenza ad acqua, richiedono alte pressioni per raggiungere efficienze termiche altrimenti modeste.
- Non esistono composti con Torio che siano solubili in acqua; infatti il blanket del reattore omogeneo ad acqua a due regioni è uno slurry, non una soluzione.
- La miscela di D_2 e O_2 prodotta dalla radiolisi dell'acqua, essendo potenzialmente esplosiva, richiede un dispositivo di ricombinazione complesso ed affidabile.

Le uniche soluzioni di sali di uranio che avessero una sezione d'urto sufficientemente bassa da consentire la progettazione di reattori di volume accettabile e con una ragionevole richiesta di D_2O erano il

² Kinetics Experiment Water Boiler (KEWB) reactor

fluoruro e l'esafuoruro di uranio che, ai tempi, vennero rifiutate principalmente perché instabili sotto irraggiamento e con grossi problemi di corrosione

Di conseguenza gli studi si sono indirizzati verso la ricerca di un combustibile liquido che non richieda alte pressioni, in cui il Torio o i suoi composti si possano disciogliere e che non si decomponga sotto irraggiamento.

Un fluido che soddisfa queste condizioni è l'eutettico uranio-bismuto che è la base per i Brookhaven-Babcock and Wilcox LMFR.

Un'altra classe di fluidi che soddisfano tutte e tre le richieste sono le miscele fuse di UF_4 e ThF_4 con fluoruri dei metalli alcalini, Berillio o Zirconio.

Con l'obiettivo di accertare meglio le possibilità dei reattori a fluoruri fusi, nel 1954 agli ORNL, si costruì e si mise in operatività un reattore ad alta temperatura, a fluoruri fusi con combustibile circolante con BeO come moderatore ed una temperatura di uscita che raggiungeva gli 827°C. Il lavoro venne supportato da Aircraft Reactors Branch del U.S. Atomic Energy Commission ed il reattore prese il nome di Aircraft Reactor Experiment (ARE).

Questo fu il punto di partenza per lo sviluppo del concetto di reattore a sali fusi (MSR). L'attenzione per i reattori omogenei era completamente decaduta.

Contemporaneamente all'ARE venne costruito anche il Molten Salt Reactor Experiment (MSRE) con l'obiettivo di costruire un reattore sicuro, affidabile e duraturo.

In parallelo a questi due progetti era in fase di realizzazione quello di un reattore a sali fusi autofertilizzante che aveva lo scopo di indagare in merito alla produzione di elettricità a basso costo con basso utilizzo iniziale di materiale fissile e, simultaneamente, con un alto fattore di conversione.

Come già detto, questi reattori sono stati studiati in relazione al ciclo ^{233}U -Th la cui economia neutronica permette di fare breeding anche con neutroni termici; infatti i reattori ARE e MSRE erano dei reattori con spettro neutronico termico. Tale caratteristica impedisce, però, il bruciamento di numerosi attinidi presenti nel combustibile esausto degli LWRs. Lavorando invece su uno spettro neutronico epitermico si può raggiungere un significativo fattore di conversione con inferiore produzione di attinidi minori rispetto al ciclo del combustibile ^{238}U - ^{239}Pu .

E' importante ricordare che il MSRE ha operato per l'equivalente di 9000 ore a piena potenza (durante le quali il reattore è rimasto critico per l'80% del tempo) quando il reattore era caricato con ^{235}U e 2500 ore con ^{233}U . In particolare il MSRE è stato il primo reattore che ha utilizzato ^{233}U come materiale fissile. Le successive operazioni del MSRE hanno rafforzato la confidenza con la praticabilità del concetto di MSR.

Il programma si concluse nel 1976 quando gli Stati Uniti decisero di concentrare la loro attenzione su un singolo concetto di reattore autofertilizzante: il reattore veloce raffreddato a sodio.

Oggi esiste un rinnovato interesse nei MSRs perché tutti i progressi tecnologici che si sono verificati nel campo della componentistica permettono lo sviluppo di nuove idee ed il raggiungimento di nuovi obiettivi

per l'industria nucleare; ad esempio, una branca della ricerca si è indirizzata nei confronti dei MSR a spettro veloce che possono essere sia dei breeder reactor, senza problemi di rifornimento o di scorte di combustibile, sia reattori che bruciano attinidi, con il conseguente abbassamento dei tempi di stoccaggio dei prodotti di fissione.

Il bruciamento degli attinidi è un aspetto estremamente importante che permette di ridurre i rischi a lungo termine legati al combustibile esaurito, distruggendo i radionuclidi che dominano il decadimento a lungo termine e riducendo il volume degli stoccaggi ed il rischio al pubblico. Infatti, l'utilizzo dei sali di fluoruri è stato sviluppato con l'obiettivo di essere un refrigerante pulito da usare nei concetti di reattori veloci ad alta temperatura che utilizzano combustibile solido e anche come fluido per il trasporto di calore ad alta temperatura. Infine, ulteriore aspetto d'interesse è che il ciclo del combustibile Th-²³³U ha una maggior resistenza alla proliferazione. Infatti l'Uranio-233 è contaminato con l'Uranio-232 che emette raggi gamma ad alta energia che pertanto rendono la fabbricazione, l'utilizzo e lo schieramento di armi nucleari molto difficoltoso e poco pratico, soprattutto in confronto con altre opzioni.

Molten Salt Reactor: caratteristiche ed utilizzo del ciclo Th-²³³U

Lo schema di un MSR è rappresentato in Figura 5.

Il sale di fluoruro fuso, in cui è disciolto fissile, fertile e prodotti di fissione, scorre attraverso il core del reattore, moderato da grafite priva di guaina, verso uno scambiatore di calore primario, dove scambia con un refrigerante di sali fusi secondario. Il sale con combustibile poi ritorna in reattore.

Il rapporto grafite-combustibile è regolato in modo da ottenere un bilancio neutronico ottimale ed il raggiungimento di uno spettro neutronico epitermico.

Il calore è generato direttamente nel sale fuso con combustibile che entra nel vessel del reattore a circa 565°C ed esce a circa 705°C alla pressione di 1atm (la temperatura di ebollizione del refrigerante è di circa 1400°C).

Reattore e sistema primario sono costituiti da Hastelloy-N o da leghe simili che resistono alla corrosione del sale fuso.

I prodotti di fissione volatili (Kr,Xe) sono continuamente rimossi dal sale con combustibile.

Il sistema di raffreddamento secondario trasferisce il calore alla struttura per la produzione di potenza o per la produzione di idrogeno; il secondario fornisce un isolamento tra il reattore a bassa pressione ed il ciclo di potenza (o la struttura di produzione di idrogeno, a seconda dei casi).

I MSR hanno una carica iniziale di materiale fissile molto piccola paragonata a quella degli altri reattori per differenti ragioni:

- I reattori con neutroni termici richiedono meno fissile rispetto ai reattori veloci.

- I MSR hanno una quantità di combustibile fissile circolante nella zona esterna al reattore molto bassa.
- Per compensare il burnup è richiesto un eccesso di reattività modesto, dato che il combustibile è aggiunto on-line.
- Si raggiungono alte densità di potenza.
- I prodotti di fissione volatili con un'alta sezione d'urto di assorbimento sono continuamente rimossi.

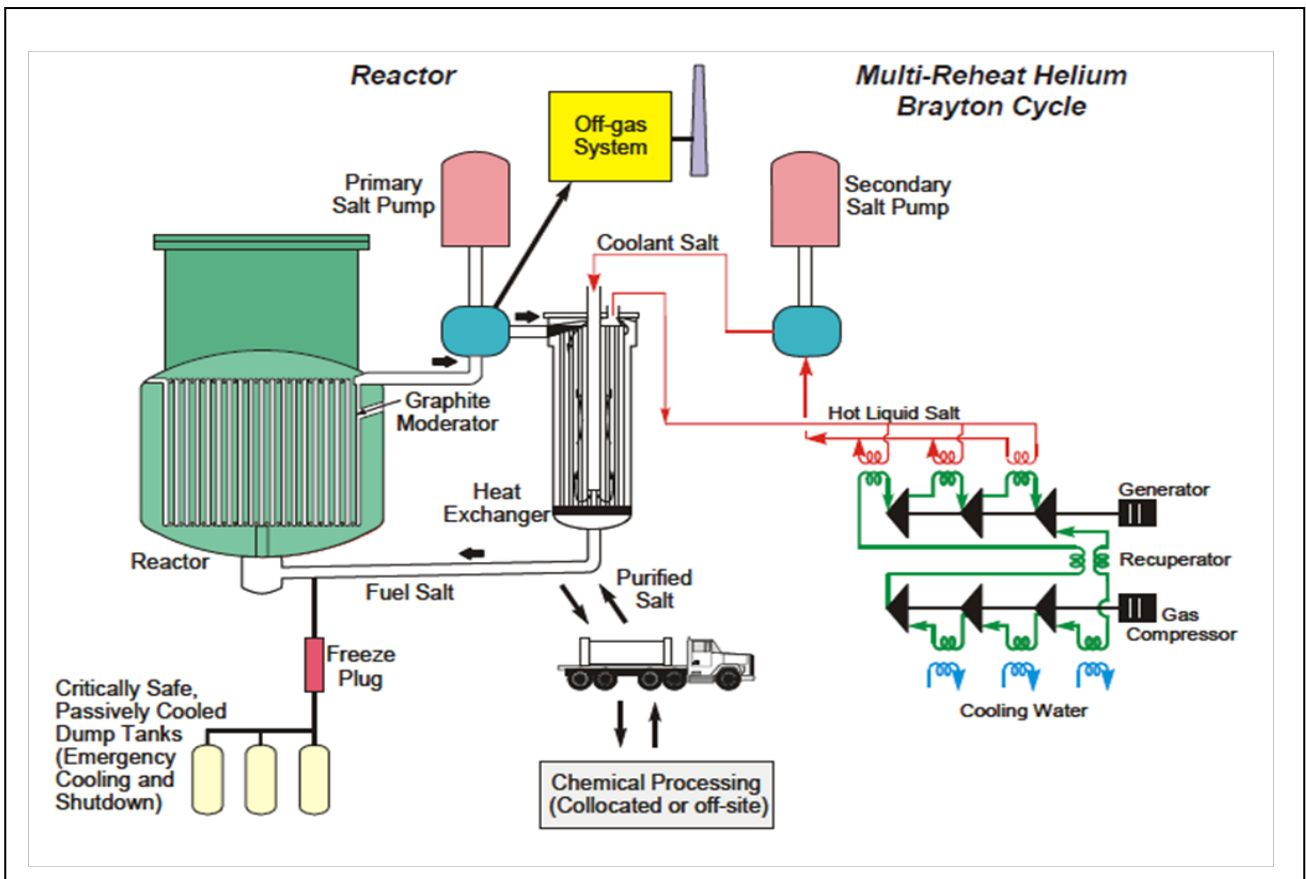


Figura 5) Molten salt reactor with multi-reheat helium Brayton cycle.

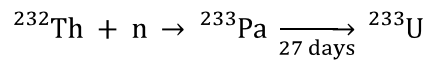
La scelta della tipologia di sale fuso dipende dagli scopi per cui il reattore viene fatto operare.

Per un Converter Reactor sia per la produzione di elettricità o idrogeno, che per il bruciamento di attinidi può essere utilizzato un sale contenente NaF e ZrF_4 . Questi sali sono poco costosi e di bassa tossicità. Inoltre hanno un'alta solubilità per attinidi e lantanidi; di conseguenza, in quasi tutti i cicli di combustibile il riprocessamento può essere fatto off-site.

C'è un secolo di esperienza industriale riguardo la compatibilità tra grafite e sali di fluoruri; se il reattore deve essere un breeder le caratteristiche del combustibile devono essere ottimizzate, pertanto verrà quasi sicuramente scelta una miscela di 7LiF , BeF_2 , ThF_4 e ${}^{233}UF_4$ che dà la migliore economia neutronica.

Utilizzando il ciclo del combustibile ${}^{233}U-Th$ per fare conversione con una buona produzione di combustibile, è necessario fare riprocessamento on-line.

Per un breeder reactor con neutroni termici la reazione di breeding è:



Sfortunatamente il ^{233}Pa ha una sezione d'urto di assorbimento a energia termica piuttosto alta e un tempo di dimezzamento di 27 giorni.

Se lasciato in reattore, le catture parassite dei neutroni porteranno ad una riduzione significativa del fattore di conversione. Di conseguenza è necessario rimuovere il ^{233}Pa , e farlo decadere in ^{233}U fuori dal reattore con il riprocessamento on-line.

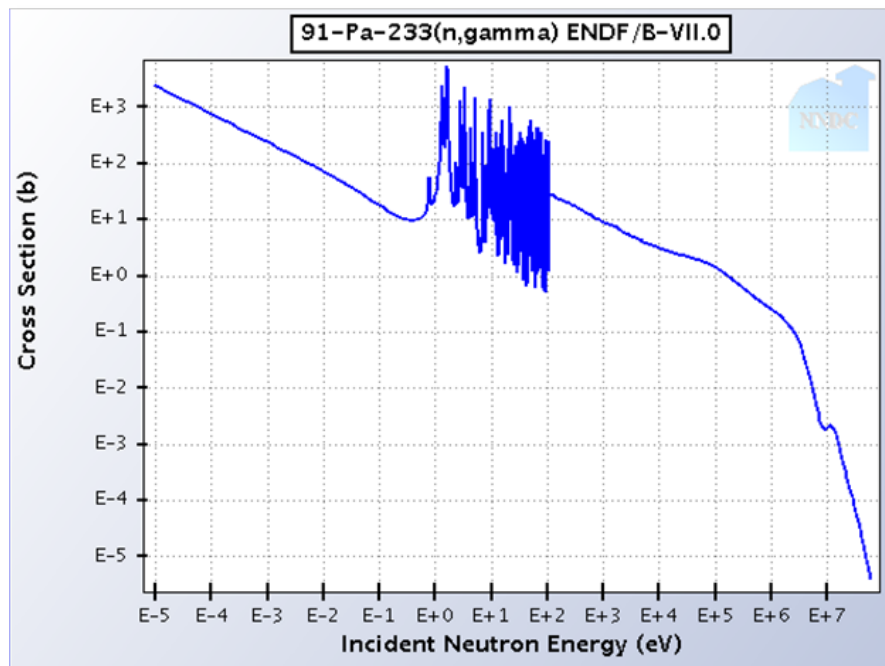


Figura 6) sezione d'urto gamma del Protoattinio

Una caratteristica chiave dei reattori a sali fusi è legata alla sicurezza.

Utilizzando combustibile liquido i MSR operano in condizioni stazionarie in quanto la reattività data dal combustibile, essendo quest'ultimo aggiunto secondo necessità, non varia particolarmente in funzione del tempo; pertanto non c'è necessità di caricare combustibile in eccesso allo startup per compensarne la diminuzione o per contrastare la formazione di veleni. Il coefficiente di temperatura inoltre è molto negativo perché se la temperatura aumenta la densità del sale diminuisce, e spinge il combustibile fuori dal core. Nelle operazioni normali le barre di controllo sono completamente rimosse dal reattore.

Rispetto agli altri reattori i principali rischi d'incidente sono ridotti.

I MSR utilizzano sistemi di emergenza passivi per il raffreddamento del core, come ad esempio le valvole di raffreddamento che si aprono nel caso in cui il sale si surriscaldi, facendolo cadere in serbatoi di stoccaggio. Il sistema primario è posto all'interno di una hot-box sigillata ed isolata che evita la formazione di cold spots, cioè punti in cui si ha una diminuzione di temperatura del sale con conseguente rischio di solidificazione.

MSR: confronto tra diversi impianti a sali fusi

Per riassumere le caratteristiche generali del concetto di MSR sono:

- Il reattore genera calore in un sale con combustibile che circola in scambiatori di calore primari.
- Il sale con combustibile è libero da tutti i prodotti di fissione gassosi che trascinano con loro anche la maggior parte dei metalli nobili.
- E' necessaria la rimozione continua dei prodotti di fissione dal sale con combustibile per aumentare il fattore di conversione.

Le differenze tra diversi MSR consistono nella geometria (omogeneo o eterogeneo), nella tipologia di sale e di riflettore.

I parametri sviluppati per il MSBR e altri MSR (e quindi le differenze) sono elencate nella Tabella 1.

Il progetto francese per il Thorium Molten Salt Reactor- Non Moderated è decisamente interessante. La caratteristica principale di questo impianto è la rimozione del moderatore di grafite che permette al

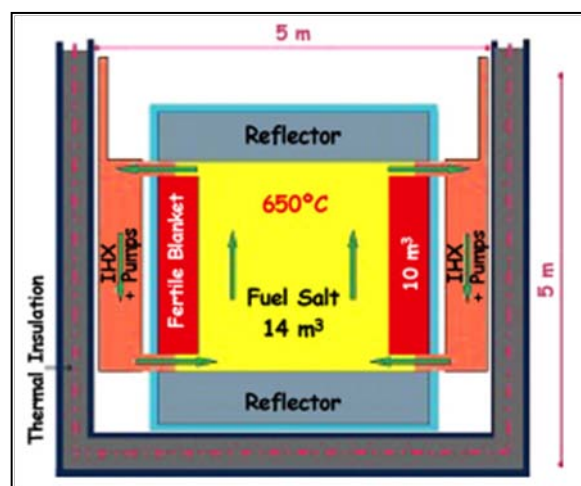


Figura 7) TMSR-NM

reattore di arrivare ad uno spettro neutronico quasi veloce. Quindi il reattore può operare sia come breeder che come bruciatore di attinidi e può essere caricato sia con ^{233}U che con una miscela di elementi transuranici (Pu, Np, Am, Cm). La struttura ipotizzata è rappresentata in Figura 7.

La struttura del core è protetta da riflettori che assicurano una riflessione dell'80% del flusso neutronico. Per evitare la termalizzazione dei neutroni riflessi i riflettori assiali sono fatti di ZrC. Nel riflettore radiale sono presenti strutture tubolari che contengono un sale di fluoruri binario con Torio; in questo modo il riflettore agisce anche da blanket fertile facendo aumentare il fattore di conversione che raggiunge, con il riprocessamento, il valore di 1.12.

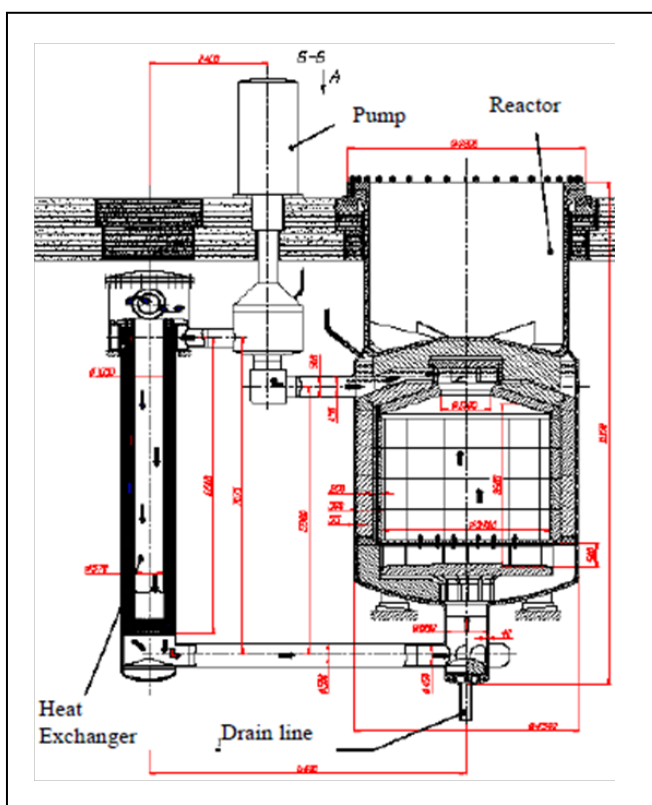


Figura 8) Circuito del combustibile nel MOSART

Un altro impianto a struttura omogenea che, a differenza del precedente, utilizza come combustibile una miscela di fluoruri con attinidi minori e plutonio da combustibile esausto dei reattori ad acqua leggera è il MOSART; la struttura di questo reattore è quella di Figura 8. Lo spettro neutronico è veloce e non contenendo né Torio né Uranio è un burner reactor. La struttura geometrica di questo reattore è sicura in quanto evita zone in cui il flusso del combustibile sia stagnante; inoltre i coefficienti di temperatura sono fortemente negativi arrivando a -4.125 pcm/K.

Tabella 1

REATTORE e DIMENSIONI	MOSART H=4m 2R=3,4m [OMO] [6][8]	REBUS-3700 H=3,25m 2R=3,8m [OMO] [13]	MSBR H=3,96 m [ETERO] [1]
COMPOSIZIONE in (mol%) del SALE e del COMBUSTIBILE	14,85%LiF-57,42%NaF-26,73%BeF ₂ -1%(TRU)F ₃	45%(U+15,6%TRU)Cl ₃ +55%NaCl Con 75,4% ³⁵ Cl e 24,6% ³⁷ Cl	71,7% ⁷ LiF-16%BeF ₂ - 12%ThF ₄ -0,3%UF ₄
RIFLETTORE	C		C
DENSITA'	Nel range di temperature in esame (500-1030)°C si osserva che la ρ varia linearmente con la T secondo relazioni del tipo: $\rho=a+bT+cM+dC_{LiF}$ con $M=[g/mol]$ e $T=[K]$ l'eq. di Peng-Robinson modificata [7] $\rho=2163-0,406(T-601,4)$ [9]	3,6 [g/cm ³] @690°C	≈3,25[g/cm ³] @700°C
RIPROCESSAMENTO			
DATI ULTERIORI	Il sale ha una solubilità di 2mol% $m_{salICORF}=65360kg$ $m_{salITOT}=104060kg$ $m_{FP}=650kg$ $m_{TRU}=4820kg$	Con i cloruri lo spettro neutronico è più duro, il vessel è di Titanio	$m_{U233}=1500kg$ $m_{Th}=68100kg$ $V_{TotSalifusi}=48,7m^3$ $T_f=525^\circ C$

REATTORE e DIMENSIONI	MSRE [12]	TMSR-NM H=2,6m 2R=2,5m [OMO] [12]	TMSR H=3,2m 2R=3,2m [ETERO] [10]
COMPOSIZIONE in (mol%) del SALE e del COMBUSTIBILE	65% ⁷ LiF-29,1%BeF ₂ -5%ZrF ₄ -0,9%UF ₄	77,5% ⁷ LiF -22%(ThF ₄ -UF ₄)	78%LiF-22%(HN)F ₄
RIFLETTORE	C	ZrC	C-ZrC
DENSITA'	2,3 [g/cm ³]	4,3 [g/cm ³] @630°C	Varia in funzione della percentuale di HN: @630°C passa da 3,89 [g/cm ³] per 22%(HN)F ₄ a 1,98 [g/cm ³] per 2%(HN)F ₄
RIPROCESSAMENTO	Fluorinazione riduzione con H divisione da Zr filtrazione dell'agglomerato metallico ridotto (15kg di prodotti di corrosione da 9000kg di "flush" e sali fusi)	Estrazione gassosa on-line Riprocessamento off-line [40l/d]: -Fluorinazione e riduzione con H -Estrazione attinidica: Reductive extraction in liquid Bi pool (back extr. Anodic ox in ThF ₄ -LiF) -Estrazione Lantanidica: Reductive extraction in liquid Bi pool (back extr. Anodic ox in LiCl-KCl)	
DATI ULTERIORI	T _f =434°C	T _f =550°C V _{TOT,salifusi} =20,5m ³ di cui 14m ³ in core	T _f =565°C

Il lavoro effettuato durante questi mesi ha come modello di riferimento il progetto del TMSR-NM, ma la ricerca si è sviluppata in una direzione che verrà spiegata nei prossimi capitoli.

Capitolo 1 Il reattore omogeneo

1.1 Obiettivi

Tra i vantaggi offerti dalla tecnologia dei sali fusi, il principale è che il combustibile è disciolto in una miscela liquida ad alta temperatura; in questo modo il reattore risulta intrinsecamente sicuro, con coefficienti di reattività fortemente negativi, perché variazioni di temperatura e variazioni di reattività fanno cambiare la densità del fluido e quindi il volume, con la conseguente modifica della concentrazione di combustibile per unità di volume e della reattività che diminuisce al crescere della temperatura.

Oltretutto, essendo il combustibile liquido, si può eseguire il riprocessamento on-line, che permette di raggiungere valori più alti del fattore di conversione, portando il reattore ad essere un breeder.

Un altro vantaggio è che l'impianto non è pressurizzato; pertanto tutti i problemi di sicurezza legati sia al mantenimento in pressione che alla necessità di aumentare gli spessori degli elementi strutturali, come vessel e canali di scorrimento del combustibile, viene meno.

Tra i risvolti negativi si osserva il fatto che il combustibile è, e dev'essere mantenuto, in circolazione forzata con circa un terzo del sale totale che scorre all'esterno del vessel; chiaramente nel sale con combustibile oltre al materiale fissile e fertile si hanno tutti i prodotti di fissione ad alta attività come ad esempio, nel caso di utilizzo del ciclo del combustibile Th^{233}U , U^{232} che emette γ ad alta energia. Tutti i problemi di sicurezza e schermaggio si spostano sull'impianto di riprocessamento.

L'utilizzo del ciclo Th^{233}U , con l'intenzione di fare breeding, ha sempre sfruttato lo spettro neutronico termico, ponendo un limite per ciò che concerne l'incenerimento di diversi attinidi che può essere effettuato solo in zona veloce. Ma la reazione di breeding sul ciclo Th^{233}U , avviene senza difficoltà anche su spettri veloci.

L'obiettivo di questo lavoro è il superamento dei limiti della filiera dei MSR, mediante la realizzazione di una nuova struttura nucleare che utilizzi il ciclo Th^{233}U facendo breeding in regime quasi veloce, che

mantenga il combustibile confinato ed in sicurezza, e che rimandi la necessità del riprocessamento ad un secondo tempo, senza inficiare il raggiungimento del breeding.

L'idea di partenza è stata quella di mantenere il sale con combustibile confinato all'interno del vessel ed in circolazione naturale, creando una nuova struttura attraversata da canali verticali nei quali scorra il sale fuso termovettore, ovviamente in circolazione forzata, che asporti calore da quello con combustibile isolato nel vessel (paragrafo 1.3).

Appare evidente che l'obiettivo posto è estremamente ambizioso, ed il lavoro da svolgere è tanto e complesso, anche perché soggetto a continue modifiche di percorso legate a situazioni imprevedibili al momento della progettazione.

Lo scopo di questo lavoro di tesi non è quello di presentare un progetto di reattore completo e definito in tutti i suoi aspetti (obiettivo irrealizzabile in un singolo lavoro di tesi), ma è quello di impostare una solida base che presenti i punti di forza e quelli di debolezza del nuovo concetto di reattore, per verificare la validità e l'opportunità d'intraprendere un campo di ricerca sull'idea di partenza.

1.2 Sviluppo del Lavoro

Poiché la progettazione di questo nuovo concetto di reattore parte da zero, inizialmente sono state imposte delle grandezze (potenza termica e geometria) necessarie a determinare una struttura di partenza su cui cominciare a lavorare.

La prima configurazione presa in esame è la più semplice, il reattore omogeneo.

Questa struttura ha permesso di fare delle considerazioni neutroniche sul sale fuso con combustibile; infatti variando la composizione della miscela in funzione dell'arricchimento in Uranio 232 si è osservato quale sia stato il cambiamento del valore del fattore di moltiplicazione e dell'energia media di flusso neutronico. Contemporaneamente si è sviluppato un modello in ambiente MCNP³ che è stato confrontato con i risultati approssimati basati sulla teoria di fisica del reattore. Questa comparazione ha permesso di valutare l'efficacia del modello di calcolo.

Il lavoro è proseguito poi con la scelta della composizione della miscela con combustibile di riferimento e con lo sviluppo di una nuova configurazione: il reattore riflesso.

L'osservazione degli effetti che il riflettore ha sulla neutronica della geometria di partenza ha permesso di valutare quale configurazione di riflettore fosse la più adatta, e se riflettere i neutroni con un materiale piuttosto che con un altro desse degli apporti favorevoli, o no.

³ Monte Carlo N-Particle Transport Code

L'ultima configurazione di cui si è fatta l'analisi neutronica è quella obiettivo, cioè il reattore omogeneo e riflesso, con la configurazione del riflettore più opportuna, attraversato verticalmente da canali in cui si è fatto scorrere il termovettore, formando così la struttura che chiameremo eterogenea.

Ovviamente per dimensionare e modellizzare il reattore eterogeneo si è effettuata un'analisi preliminare di scambio termico, per la ricerca di una configurazione di ottimo tra tutti i parametri introdotti.

Lo studio degli effetti dell'inserzione di canali e termovettore nella struttura riflessa è risultato molto interessante al fine di comprendere meglio l'influenza dei diversi materiali sulla neutronica del reattore.

E' emerso inoltre che, per uno sviluppo più organico e completo, dovranno essere presi in considerazione anche altri materiali oltre quelli studiati al fine di trovare la miglior combinazione possibile che supporti sia la neutronica del reattore che le performance richieste alla struttura.

Dai risultati ottenuti in questo primo approccio verso l'obiettivo, e presentati in questo lavoro, si evince che è opportuno perseverare in questo cammino che si presenta complesso ed ambizioso ma che permette già da ora la realizzazione di un reattore innovativo e con caratteristiche di maggior sicurezza ed affidabilità

1.3 La struttura Obiettivo

I reattori a sali fusi sono di solito studiati in relazione al ciclo Torio-Uranio ($\text{Th-}^{233}\text{U}$). L'economia neutronica di questo ciclo permette di raggiungere la condizione di breeding anche con uno spettro neutronico termico, (le principali realizzazioni del passato, ARE, MSRE ed il MSBR, erano reattori che lavoravano in regime termico). Tale caratteristica, però, non permette l'incenerimento di numerosi attinidi presenti nel combustibile esausto degli LWR⁴.

La fisica del ciclo Th-U è più flessibile di quella U-Pu e consente di fare breeding anche in zona veloce; pertanto una branca della ricerca dei MSR si è indirizzata nei confronti alla progettazione di reattori a sali fusi non moderati e quindi con uno spettro neutronico veloce o quasi veloce.

Se poi si analizzano tutte le diverse strutture dei reattori a sali fusi, sia quelli già realizzati, come il MSRE o il MSBR, che quelli ancora in fase di progettazione, come il TMSR-NM, si osserva che, in ogni momento, circa un terzo del volume totale di sale circola fuori dal core attraverso tubi, pompe, scambiatori di calore e sistema di riprocessamento, il che presenta il vantaggio di eliminare i problemi di inventory del combustibile, spostando sulla struttura di riprocessamento tutti quelli di sicurezza dell'impianto nucleare.

Come anticipato nel paragrafo 1.1, l'obiettivo è quello di superare i limiti della filiera dei MSR, realizzando una nuova struttura nucleare che utilizzi il ciclo $\text{Th-}^{233}\text{U}$ facendo breeding in regime quasi

⁴ LWR – Light Water Reactor

veloce, che mantenga il combustibile confinato ed in sicurezza, e che rimandi la necessità del riprocessamento ad un secondo tempo, senza inficiare il raggiungimento del breeding.

La nuova struttura da realizzare prevede dunque la presenza di canali verticali in cui il sale fuso termovettore scorra in circolazione forzata per asportare il calore generato dal combustibile confinato nel vessel, ed in circolazione naturale. Tutta la struttura è mantenuta a bassa pressione.

In Figura 1.1 viene riportata l'idea di partenza rappresentando con il cilindro verde il sale fuso con combustibile in circolazione naturale, con la parte grigia i canali e con quella gialla il sale fuso termovettore.

Per determinare se sia possibile o no progettare questo reattore, e se l'idea sia o no valida, è necessario procedere per gradi, riprendendo il concetto di reattore omogeneo e facendone un'analisi neutronica così da verificare, o meno, la validità dell'idea di base.

In caso affermativo si potrà procedere con l'analisi neutronica della configurazione omogenea riflessa per determinare il comportamento del reattore in presenza del riflettore, e poi concludere realizzando l'obiettivo di partenza.

La metodica segue l'exkursus storico della progettazione dei primi reattori omogenei.

L'analisi neutronica determinerà il fattore di moltiplicazione, k_{eff} , sia tramite calcoli sia da output del codice MCNP⁵, per stabilire il livello di congruenza tra modello e teoria.

Come presentato nell'introduzione, è stato preso a riferimento il TMSR-NM e quindi il ciclo del combustibile Torio-Uranio; di conseguenza sarà calcolato per questa miscela anche il fattore di conversione.

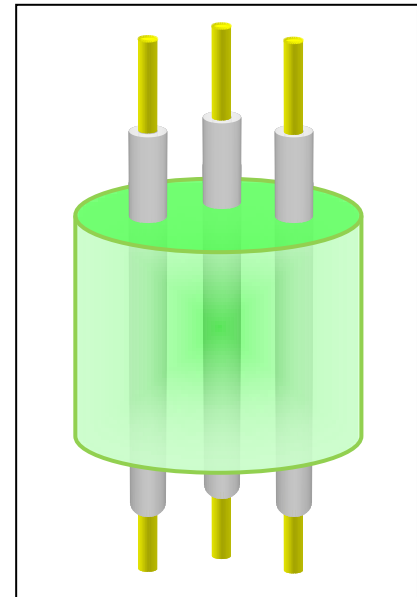


Figura 1.1) rappresentazione schematica del reattore obiettivo.

1.4 La configurazione Omogenea

Per la configurazione che si desidera realizzare s'impongono le seguenti caratteristiche:

- Potenza termica: $P_{th} = 1000 \text{ MWth}$
- Densità di potenza: $\dot{Q} = 25 \text{ kW/l}$
- Geometria cilindrica

La scelta di una geometria cilindrica, in cui altezza e diametro siano uguali, determina le dimensioni del reattore come segue:

⁵ Monte Carlo N-Particle Transport Code System

[EQ. 1.1]

$$\dot{Q} \left[\frac{MWth}{cm^3} \right] = \frac{P [MWth]}{V [cm^3]} \rightarrow$$

$$\rightarrow V = \frac{\pi}{4} D^3 = \frac{1000 MW}{25 \cdot 10^{-6} \frac{MW}{cm^3}} \rightarrow D = H = 370 cm$$

La miscela di sali fusi utilizzata come combustibile, è la stessa del TMSR-NM che è costituita da 77.5 mol% ⁷LiF - 22.5 mol% (ThF₄-UF₄). Solitamente tali miscele erano formate da fluoruri con Litio e Berillio in cui, quest'ultimo, permetteva di abbassarne la temperatura di fusione; la sua alta tossicità però ne ha determinato l'eliminazione con la conseguenza di avere miscele a temperatura di fusione piuttosto alta dell'ordine dei 500 °C.

In Figura 1.2 è riportato il diagramma di fase del composto ⁷LiF - ThF₄ - UF₄.

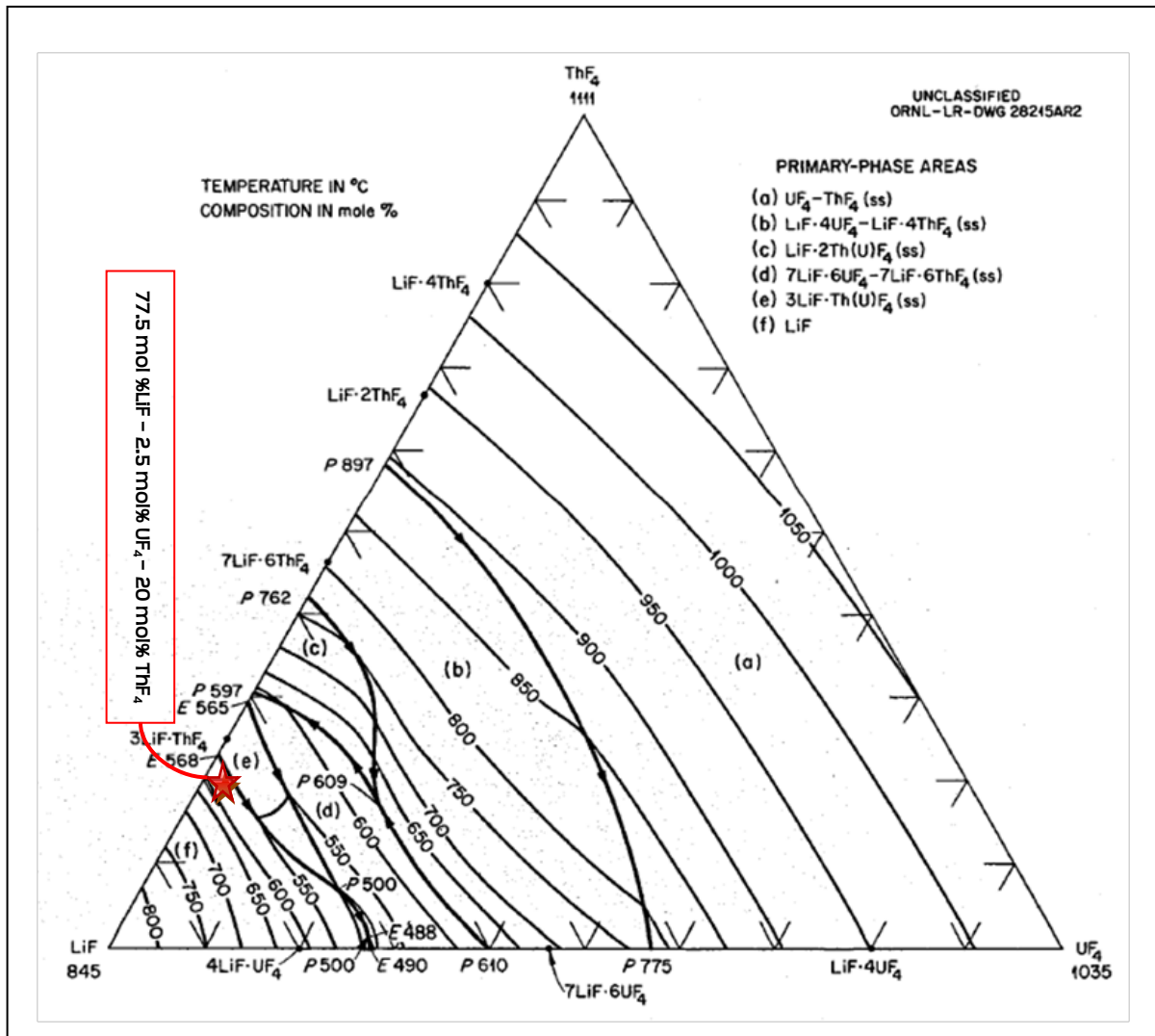


Figura 1.2) diagramma di fase del sistema LiF-ThF₄-UF₄. A titolo indicativo, con la stella, viene rappresentata la zona di appartenenza di una miscela 77.5 mol% LiF - 20 mol% ThF₄ - e 2.5 mol% UF₄.

Tale miscela è un eutettico cioè un insieme di sostanze il cui punto di fusione è più basso di quello dei singoli elementi che la compongono.

Le sue proprietà sono:

Tabella 1.1: caratteristiche del sale con combustibile

$T_{m,LiF-(U-Th)F_4}$	550	[°C]
$h_{LiF(U-Th)F_4}$	1200	[W/(m ² K)]

La sua densità varia in funzione della temperatura. Chiaramente la densità della miscela è funzione di quella delle singole sostanze e delle rispettive moli percentuali come segue:

[EQ. 1.2]

$$\rho_{miscela} = \left(\frac{\%wt LiF}{\rho_{LiF}} + \frac{\%wt ThF_4}{\rho_{ThF_4}} + \frac{\%wt UF_4}{\rho_{UF_4}} \right)^{-1}$$

La variazione di densità con la temperatura dei sali componenti è espressa dall'[EQ. 1.3] :

[EQ. 1.3]

$$\rho(T) = \rho_{melting} - k(T - T_{melting})$$

in cui k è un parametro in [g/(cm³°C)], $T_{melting}$ è la temperatura di fusione dell'elemento e $\rho_{melting}$ è la densità al punto di fusione [17]. Per la miscela utilizzata i valori sono:

Tabella 1.2: caratteristiche dei singoli composti di miscela.

$\rho_{m,LiF}$	1.81	g/cm ³
ρ_{m,UF_4}	6.485	g/cm ³
ρ_{m,ThF_4}	6.058	g/cm ³
k_{LiF}	0.0004	g/(°C·cm ³)
k_{UF_4}	0.0009	g/(°C·cm ³)
k_{ThF_4}	0.0007	g/(°C·cm ³)
t_{mLiF}	848.2	°C
t_{mUF_4}	1036	°C
t_{mThF_4}	1110	°C

In Figura 1.3 è rappresentato il cambiamento di densità della miscela in funzione della variazione di temperatura.

Stabilito che la temperatura di fusione del composto ternario è dell'ordine dei 550°C si può collocare quella cui avvengono le normali operazioni d'impianto sull'ordine dei 630°C. A questa temperatura si è sufficientemente lontani da quella di fusione e, pertanto, si evitano eventuali problemi di solidificazione a causa di variazioni termiche.

Per capire se il reattore sia realizzabile e possa essere introdotto nel panorama dei reattori di IV Generazione è necessario ricavare quale sia l'andamento dei principali fattori k_{∞} , η , f , flusso neutronico e burnup per differenti configurazioni di miscela ed in funzione della temperatura.

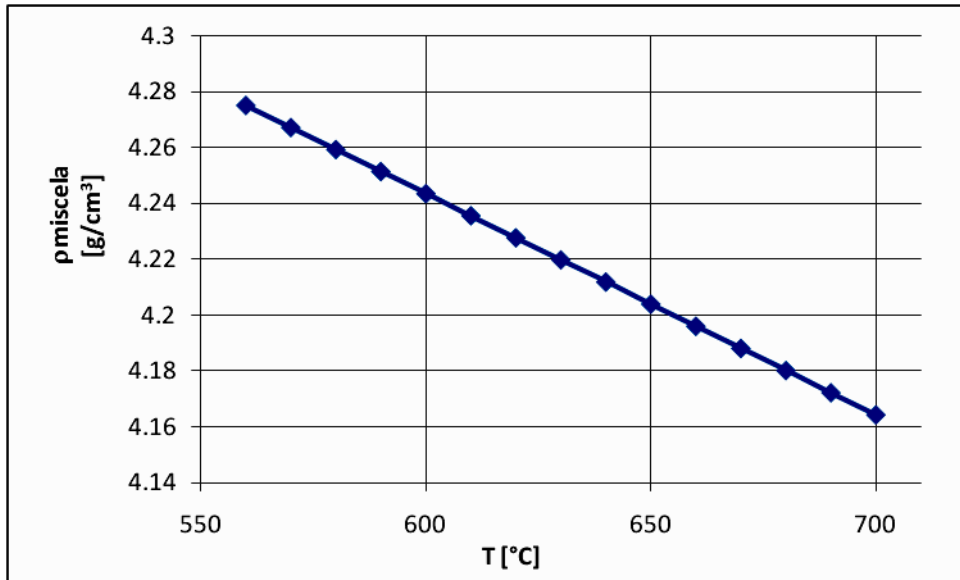


Figura 1.3) andamento della densità della miscela in funzione della temperatura

Come anticipato nel paragrafo 1.3, saranno condotte due analisi parallele: una con calcoli preliminari e l'altra con l'utilizzo del codice MCNP. Si parte dalle stime preliminari.

1.4.1 Calcoli Preliminari

1.4.1.1 Determinazione del valore di k_{∞}

Come noto la formula dei sei fattori è data da:

[EQ. 1.4]

$$k = \frac{\text{\# di neutroni della generazione } [(i + 1)_{esima}]}{\text{\# di neutroni della generazione } [i_{esima}]} = \eta \cdot p \cdot \epsilon \cdot f \cdot P_{nf} \cdot P_t$$

In cui:

Tabella 1.3: i sei fattori

FATTORE η	$\eta = \frac{\text{\# di neutroni emessi all'atto della fissione}}{\text{\# di neutroni termici assorbiti nel combustibile}}$
FATTORE DI TRASPARENZA	$p = \frac{\text{\# di neutroni veloci che diventano termici}}{\text{\# di neutroni veloci che non sfuggono durante il rallentamento}}$

FATTORE DI FISSIONE VELOCE	$\varepsilon = \frac{\text{\# totale di neutroni veloci prodotti}}{\text{\# di neutroni veloci prodotti dalle fissioni indotte da neutroni termici}[i_esimi]}$
FATTORE DI UTILIZZAZIONE TERMICA	$f = \frac{\text{\# di neutroni termici assorbiti nel combustibile}}{\text{\# totale di neutroni termici assorbiti dal combustibile ed ogni altro materiale}}$
PROBABILITA' DI NON FUGA VELOCE	$P_v = \frac{\text{\# di neutroni veloci che non fuggono dal nocciolo durante il rallentamento}}{\text{\# totale di neutroni veloci prodotti}}$
PROBABILITA' DI NON FUGA TERMICA	$P_t = \frac{\text{\# di neutroni termici che non fuggono dal nocciolo durante la diffusione}}{\text{\# di neutroni veloci che raggiungono le energie termiche}}$

In un reattore omogeneo, posto F=fuel (fissile e fertile), M=moderator, S=structure, 1.relativo ai neutroni veloci e 2.relativo ai neutroni termici, i diversi fattori possono essere calcolati come segue:

[EQ. 1.5]

$$\left\{ \begin{array}{l} \eta = \frac{v_2 \Sigma_{f,2}^{F(\text{fissile only})} \Phi_2}{\Sigma_{a,2}^F \Phi_2} \\ p = e^{-\frac{N_A \cdot I}{\xi \cdot \Sigma_P}} \\ \varepsilon = \frac{\int_0^\infty v(E) \Sigma_f(E) \Phi(E) dE}{\int_{th} v(E) \Sigma_f(E) \Phi(E) dE} \\ f = \frac{\Sigma_{a,2}^F \Phi_2}{\Sigma_{a,2}^F \Phi_2 + \Sigma_{a,2}^M \Phi_2 + \Sigma_{a,2}^S \Phi_2} \\ P_v = e^{-B^2 \tau} \\ P_T = \frac{1}{1 + L_2^2 B^2} \end{array} \right.$$

Il reattore omogeneo in questione non contiene nuclei che diano assorbimento risonante o nuclei che subiscano fissione veloce ad esclusione dell'uranio, ovviamente. A tal proposito si osservino le sezioni d'urto di assorbimento o fissione di Figura 1.4 degli elementi caricati in reattore: Torio, Uranio, Litio e Fluoro.

Come anticipato nel paragrafo 1.3, uno degli obiettivi è di sviluppare un reattore con uno spettro veloce; in Figura 1.4, in rosso, sono evidenziate le energie della zona energetica di riferimento. Solo il fluoro presenta risonanze in questa zona con sezioni d'urto dell'ordine dei 10^{-3} - 10^{-2} barn e quindi di almeno un ordine di grandezza inferiore alle sezioni d'urto di fissione o cattura degli altri elementi;

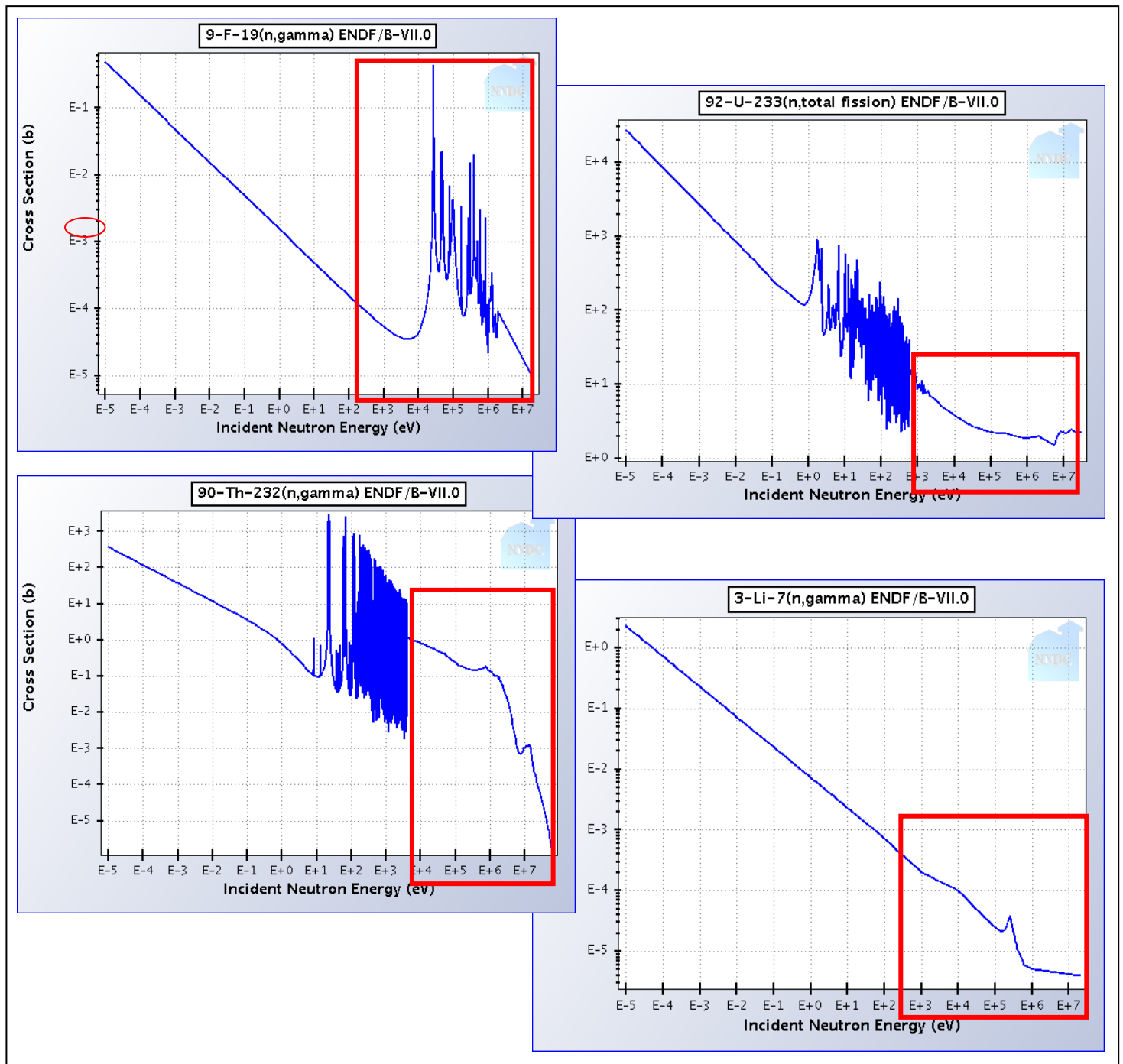


Figura 1.4) Sezioni d'urto microscopiche degli elementi inseriti in reattore. Nel quadrato rosso è evidenziata la zona energetica veloce

pertanto l'ipotesi di assenza di assorbimento risonante e di nuclei che subiscano fissione veloce, risulta più che valida e si può assumere il prodotto $(p \cdot \epsilon)$ pari ad 1. L'espressione per k_{∞} , per il reattore in oggetto diventa quindi:

[EQ. 1.6]

$$k_{\infty} = \eta \cdot f = \frac{\nu_{U_{233}} \cdot N_{U_{233}} \cdot \bar{\sigma}_{fU_{233}}}{N_{U_{233}} \cdot \bar{\sigma}_{aU_{233}F_4} + N_{Th_{233}} \cdot \bar{\sigma}_{aTh_{232}F_4}} \cdot \frac{N_{U_{233}} \cdot \bar{\sigma}_{aU_{233}F_4} + N_{Th_{233}} \cdot \bar{\sigma}_{aTh_{232}F_4}}{N_{U_{233}} \cdot \bar{\sigma}_{aU_{233}F_4} + N_{Th_{233}} \cdot \bar{\sigma}_{aTh_{232}F_4} + N_{LiF} \cdot \bar{\sigma}_{aLiF}}$$

e tenendo conto delle fughe si ottiene:

[EQ. 1.7]

$$k_{eff} = \frac{v_{U_{233}} \cdot N_{U_{233}} \cdot \sigma_{fU_{233}}}{N_{U_{233}} \cdot \bar{\sigma}_{aU_{233}F_4} + N_{Th_{233}} \cdot \bar{\sigma}_{aTh_{232}F_4}} \cdot \frac{N_{U_{233}} \cdot \bar{\sigma}_{aU_{233}F_4} + N_{Th_{233}} \cdot \bar{\sigma}_{aTh_{232}F_4}}{N_{U_{233}} \cdot \bar{\sigma}_{aU_{233}F_4} + N_{Th_{233}} \cdot \bar{\sigma}_{aTh_{232}F_4} + N_{LiF} \cdot \bar{\sigma}_{aLiF}} \cdot e^{-B^2\tau} \cdot \frac{1}{1 + L_2^2 B^2}$$

Nell'[EQ. 1.6] e [EQ. 1.7] i valori delle sezioni d'urto sono valori mediati sull'intero spettro neutronico.

Il procedimento esatto per determinare tale valore sarebbe quello di realizzare il calcolo della seguente espressione:

[EQ. 1.8]

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

Dove ϕ è il flusso neutronico in $[n/(cm^2s)]$; un espressione di questa grandezza in funzione dell'energia non è nota, pertanto l'[EQ. 1.8] non può essere calcolata.

Tuttavia, da letteratura, si considerano flussi veloci, flussi neutronici con un energia media di circa 100 keV.

Per il reattore omogeneo di cui sopra, non essendo quest'ultimo costituito con materiali moderanti si può considerare appropriato il valore di 100keV come valore di energia media di flusso neutronico. Per quest'assunzione, nel calcolo manuale che si stà per effettuare, tutti i valori medi delle sezioni d'urto saranno presi a quest'energia di riferimento.

1.4.1.2 Andamento dei principali fattori in funzione della concentrazione d'Uranio

Applicando l'[EQ. 1.6] e facendo variare la concentrazione d'Uranio nelle 22.5 mol% della soluzione 77.5

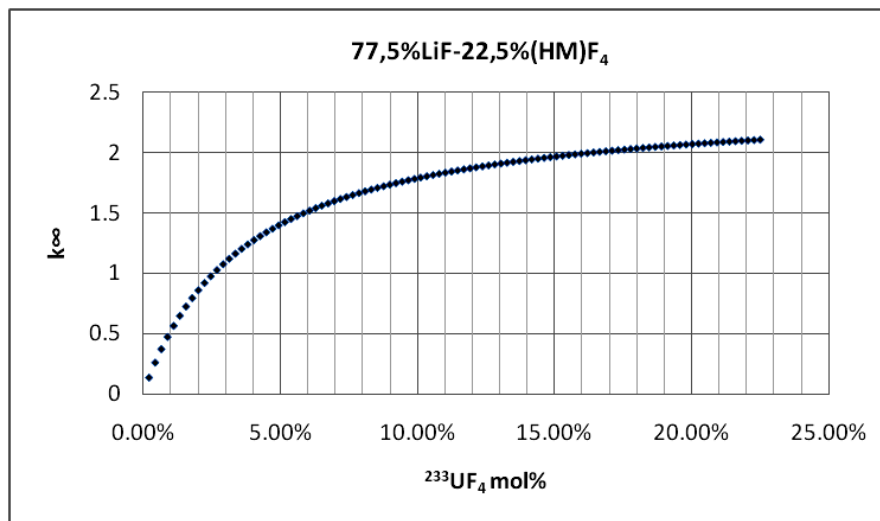


Figura 1.5) Andamento del fattore k_{∞} in funzione delle mol% di UF_4 presenti in miscela.

mol% LiF-22.5 mol% (Th-U)F₄ si ottiene l'andamento riportato in Figura 1.5 e Figura 1.6.

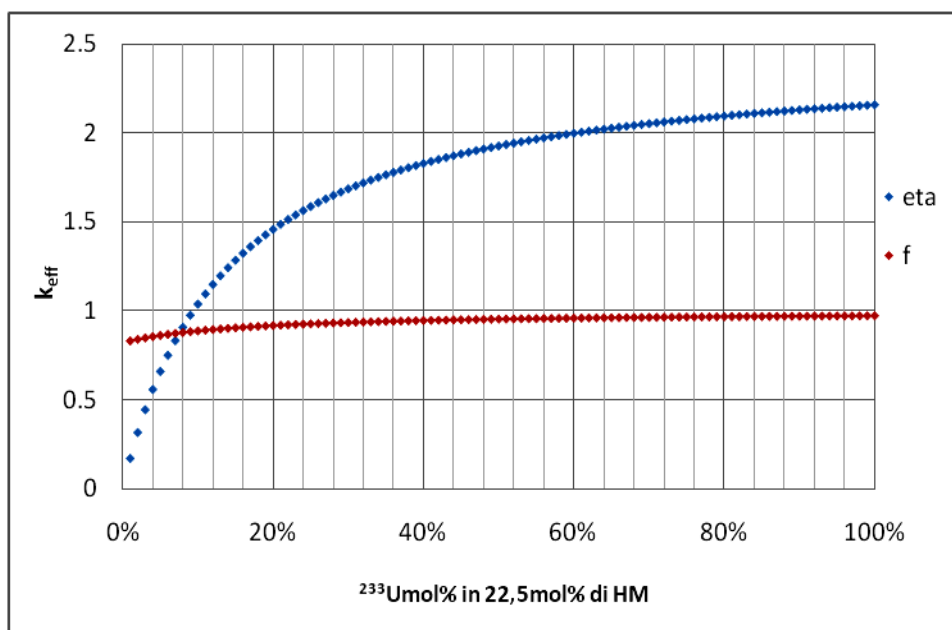


Figura 1.6) Andamento dei fattori η ed f in funzione della percentuale di UF₄ presente nelle 22.5 mol% di HM.

I valori graficati sono riportati in Tabella 1.4.

Tabella 1.4: valori di k_{eff} , η ed f per diverse concentrazioni di uranio in miscela

	[Mol%]	[%]	Respective mol%		k_{eff}	$\eta \cdot f$
	%LiF	%U into (HM)F ₄	%ThF ₄	%UF ₄		
conc1	77.5%	1%	22.275%	0.225%	0.12488	0.13894
conc2	77.5%	4%	21.600%	0.900%	0.43185	0.47512
conc3	77.5%	7%	20.925%	1.575%	0.66722	0.7260
conc4	77.5%	10%	20.250%	2.250%	0.85323	0.92061
conc5	77.5%	13%	19.575%	2.925%	1.00394	1.07579
conc6	77.5%	16%	18.900%	3.600%	1.12852	1.20248
conc7	77.5%	19%	18.225%	4.275%	1.23322	1.30786
conc8	77.5%	22%	17.550%	4.950%	1.32246	1.39689
conc9	77.5%	25%	16.875%	5.625%	1.3994	1.4731
conc10	77.5%	28%	16.200%	6.300%	1.46647	1.53263
conc11	77.5%	31%	15.525%	6.975%	1.52541	1.59675
conc12	77.5%	34%	14.850%	7.650%	1.57763	1.64759
conc13	77.5%	37%	14.175%	8.325%	1.62422	1.69275
conc14	77.5%	43%	12.825%	9.675%	1.70378	1.76945
conc15	77.5%	49%	11.475%	11.025%	1.76923	1.83213
conc16	77.5%	55%	10.125%	12.375%	1.8240	1.88432
conc17	77.5%	61%	8.775%	13.725%	1.87052	1.92845
conc18	77.5%	67%	7.425%	15.075%	1.91051	1.96625

conc19	77.5%	73%	6.075%	16.425%	1.94527	1.9989
conc20	77.5%	79%	4.725%	17.775%	1.97576	2.02762
conc21	77.5%	85%	3.375%	19.125%	2.0027	2.05287
conc22	77.5%	91%	2.025%	20.475%	2.02671	2.07531
conc23	77.5%	97%	0.675%	21.825%	2.04823	2.09538

Per valutare l'accuratezza della scelta di prendere le sezioni d'urto ad un'energia di 100 keV, senza mediare sullo spettro neutronico sono stati calcolati i valori di η , f e k prendendo i valori delle sezioni d'urto a diverse energie, (50-100-200-300) keV e se ne è osservato il cambiamento.

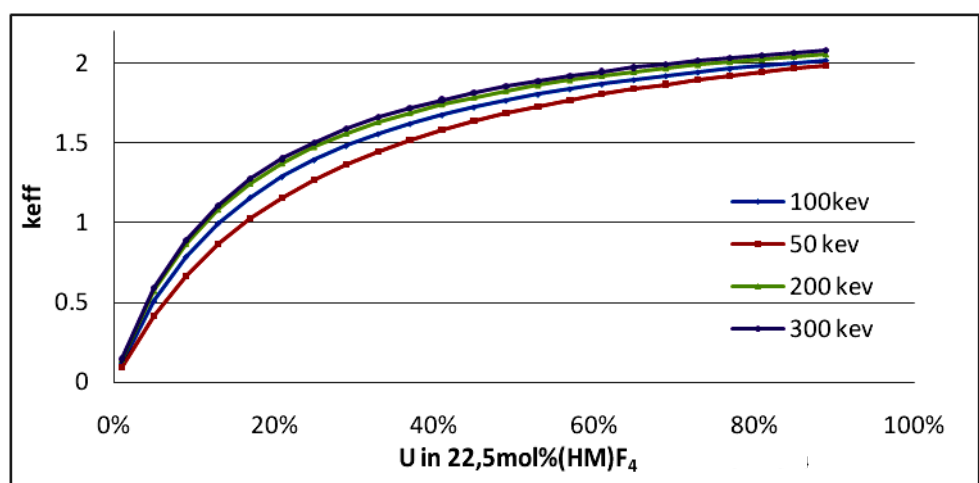


Figura 1.7) Andamento di k_{eff} in funzione della percentuale di uranio per diverse energie medie di flusso neutronico

In Figura 1.7, Figura 1.8 e Figura 1.9 sono riportati gli andamenti dei suddetti fattori in funzione della concentrazione di uranio in miscela e per le diverse energie.

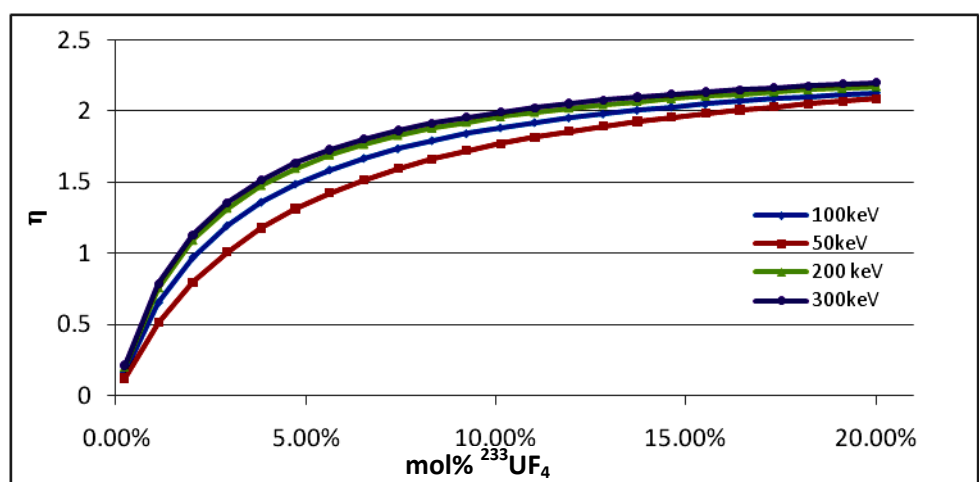


Figura 1.8) Andamento del fattore η in funzione della percentuale di uranio in miscela per diverse energie medie di flusso neutronico

Ovviamente più l'energia è bassa, più le sezioni d'urto di assorbimento sono alte e di conseguenza il termine k è piccolo. Si può osservare che η ed f rispetto all'energia hanno andamenti inversamente

proporzionali: il termine η cresce con il crescere dell'energia e il fattore f decresce con l'aumentare

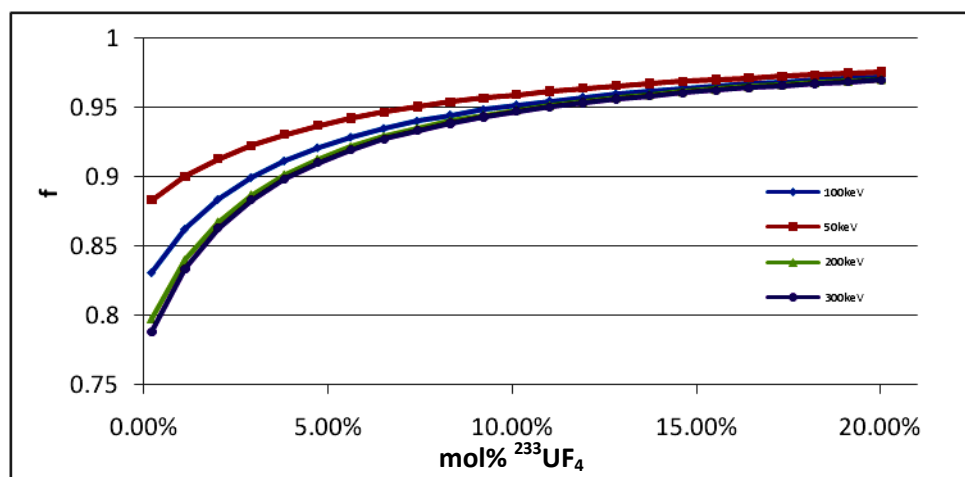


Figura 1.9) Andamento del fattore f in funzione della percentuale di uranio in miscela per diverse energie medie di flusso neutronico

dell'energia, mentre entrambi i termini aumentano con l'aumentare della concentrazione di uranio.

Per alte concentrazioni di uranio η e f variano poco alle diverse energie; variano di più per concentrazioni medio-basse.

Le sezioni d'urto microscopiche che sono state utilizzate sono riportate in Tabella 1.5 :

Tabella 1.5: sezioni d'urto microscopiche utilizzare per determinare k_{eff} , η and f

	100kev	50kev	200kev	300kev
ν_{U233}	2.5	2.5	2.5	2.5
$\sigma_{\gamma Li}$	1.50E-05	3.64E-05	2.76E-05	2.43E-05
$\sigma_{\gamma F}$	1.95E-02	1.95E-02	1.95E-02	1.95E-02
σ_{aLiF}	1.95E-02	1.95E-02	1.95E-02	1.95E-02
$\sigma_{\gamma U233}$	2.70E-01	3.55E-01	2.16E-01	1.83E-01
σ_{fU233}	2.21E+00	2.49E+00	2.14E+00	2.12E+00
σ_{aU233}	2.48E+00	2.84E+00	2.35E+00	2.30E+00
σ_{aUF4}	2.56E+00	2.92E+00	2.43E+00	2.38E+00
$\sigma_{\gamma Th232}$	2.30E-01	4.06E-01	1.65E-01	1.51E-01
σ_{fTh232}	4.54E-07	7.48E-07	3.60E-07	7.34E-07
σ_{aTh232}	2.30E-01	4.06E-01	1.65E-01	1.51E-01
σ_{aThF4}	3.08E-01	4.84E-01	2.43E-01	2.29E-01

Non ci sono grosse differenze per i valori presi alle quattro energie di riferimento pertanto la scelta di selezionare le sezioni d'urto ad un energia fissa è giustificata.

Per confermare e valutare l'affidabilità di questi risultati, nonché del modello, si è sviluppato un input per il codice Monte Carlo MCNP.

1.4.2 Analisi con programma MCNP

Il codice Montecarlo, presentato più nello specifico in Appendice 1, fa parte della famiglia dei metodi statistici non parametrici. È utile per superare i problemi computazionali legati ai test esatti (ad esempio i metodi basati sulla distribuzione binomiale e calcolo combinatorio, che per grandi campioni generano un numero di permutazioni eccessivo). Il metodo è usato per calcolare grandezze fisiche attraverso simulazioni. Si basa su un algoritmo che genera una serie di numeri tra loro incorrelati, che seguono la distribuzione di probabilità del fenomeno da indagare. L'incorrelazione tra i numeri è assicurata da un test χ quadrato. La simulazione Monte Carlo calcola una serie di realizzazioni possibili del fenomeno in esame, con il peso proprio della probabilità di tale evenienza, cercando di esplorare in modo denso tutto lo spazio dei parametri del fenomeno. Una volta calcolato questo campione casuale, la simulazione esegue delle 'misure' delle grandezze d'interesse su tale campione. La simulazione Monte Carlo è ben eseguita se il valore medio di queste misure sulle realizzazioni del sistema converge al valore vero.

Il codice Montecarlo per il trasporto di neutroni valuta, in un certo intervallo di tempo, il flusso neutronico e le reactions rate in tutte le celle (l'unità di descrizione geometrica di base del codice MCNP) associate con la discretizzazione del design del core.

Tali calcoli tengono conto dei parametri del reattore (potenza, livello di criticità, chimica..) con un continuo aggiornamento del flusso neutronico e della composizione del core in funzione del tempo.

Le stime effettuate da MCNP sono basate su un'accurata descrizione della geometria del core e sulla storia delle interazioni e dei decadimenti di numerose centinaia di nuclei che costituiscono il flusso neutronico.

Seguono i calcoli preliminari necessari a determinare i parametri da utilizzare in MCNP.

1.4.2.1 Procedimento per la determinazione degli atomi/cm³ LiF- (Th-U)F₄

Il volume totale occupato dal reattore può essere espresso come:

[EQ. 1.9]

$$V_{TOT} = V_{LiF} + V_{(Th-U)F_4} = \frac{N_{LiF} \cdot MM_{LiF}}{N_A \cdot \rho_{LiF}} + \frac{N_{UF_4} \cdot MM_{UF_4}}{N_A \cdot \rho_{UF_4}} + \frac{N_{ThF_4} \cdot MM_{ThF_4}}{N_A \cdot \rho_{ThF_4}}$$

In cui:

N_{LiF} = Atomi di fluoruro di litio [at]

N_{UF_4} = Atomi di tetrafluoruro di ²³³U [at]

N_{ThF_4} = Atomi di tetrafluoruro di Torio [at]

MM_{LiF} = Massa Molare di fluoruro di Litio [g/mol]

$MM_{(HM)F_4}$ = Massa Molare di tetrafluoruro di HN [g/mol]

ρ_{LiF} = Densità del Fluoruro di litio [g/cm³]

$\rho_{(HM)F_4}$ = Densità del Tetrafluoruro di HM [g/cm³]

Le percentuali molari di Torio ed ²³³U saranno chiamate rispettivamente p_{Th} e p_U , percentuali che saranno decise in seguito.

La massa della miscela $m_{miscela}$ è data da:

[EQ. 1.10]

$$m_{miscela} = \rho_{miscela} \cdot V_{TOT}$$

in cui la densità della miscela è calcolata alla temperatura di operazione (630°C); si possono quindi determinare le seguenti grandezze:

[EQ. 1.11]

$$n^{\circ}moli_{miscela} = \frac{m_{miscela}}{0,775 \cdot MM_{LiF} + p_U \cdot MM_{UF_4} + p_{Th} \cdot MM_{ThF_4}}$$

$$n^{\circ}moli_{LiF} = 0,775 \cdot n^{\circ}moli_{miscela}$$

$$n^{\circ}moli_{UF_4} = p_U \cdot n^{\circ}moli_{miscela}$$

$$n^{\circ}moli_{ThF_4} = p_{Th} \cdot n^{\circ}moli_{miscela}$$

essendo il numero di molecole (e quindi di atomi) pari a:

[EQ. 1.12]

$$N_{LiF} = n^{\circ}moli_{LiF} \cdot N_A$$

$$N_{UF_4} = n^{\circ}moli_{UF_4} \cdot N_A$$

$$N_{ThF_4} = n^{\circ}moli_{ThF_4} \cdot N_A$$

la densità atomica sarà pari a:

[EQ. 1.13]

$$\left[\begin{array}{l} at_{LiF}/cm^3 = \frac{N_{LiF}}{V_{TOT}} = \frac{n^{\circ}moli_{LiF} \cdot N_A}{\frac{N_{LiF} \cdot MM_{LiF}}{N_A \cdot \rho_{LiF}} + \frac{N_{UF_4} \cdot MM_{UF_4}}{N_A \cdot \rho_{UF_4}} + \frac{N_{ThF_4} \cdot MM_{ThF_4}}{N_A \cdot \rho_{ThF_4}}} \\ at_{UF_4}/cm^3 = \frac{N_{UF_4}}{V_{TOT}} = \frac{n^{\circ}moli_{UF_4} \cdot N_A}{\frac{N_{LiF} \cdot MM_{LiF}}{N_A \cdot \rho_{LiF}} + \frac{N_{UF_4} \cdot MM_{UF_4}}{N_A \cdot \rho_{UF_4}} + \frac{N_{ThF_4} \cdot MM_{ThF_4}}{N_A \cdot \rho_{ThF_4}}} \\ at_{ThF_4}/cm^3 = \frac{N_{ThF_4}}{V_{TOT}} = \frac{n^{\circ}moli_{ThF_4} \cdot N_A}{\frac{N_{LiF} \cdot MM_{LiF}}{N_A \cdot \rho_{LiF}} + \frac{N_{UF_4} \cdot MM_{UF_4}}{N_A \cdot \rho_{UF_4}} + \frac{N_{ThF_4} \cdot MM_{ThF_4}}{N_A \cdot \rho_{ThF_4}}} \end{array} \right.$$

Tali valori faranno da input per il codice Monte Carlo.

1.4.2.2 Determinazione dell'energia media di flusso neutronico

Il valore dell'energia media del flusso neutronico in reattore è stato calcolato dal valore di flusso neutronico ϕ [(n/cm²)/n_fission] fornito dall'output Monte Carlo per differenti intervalli di energia come segue:

[EQ. 1.14]

$$\bar{E} = \frac{\int E \cdot n \cdot dE}{\int n \cdot dE} = \sum_E \frac{(\phi/v) \cdot (\Delta E)}{\sum_E \phi/v} = \sum_E \frac{n \cdot (\Delta E)}{\sum_E n}$$

dove ΔE è il valore dell'energia media di un singolo intervallo energetico e v è la velocità associata con l'energia dell'intervallo.

I valori medi di energia ed I valori di k_{eff} ricavati da MCNP per diverse concentrazioni di ²³³U in miscela, sono riassunti in Tabella 1.6.

Tabella 1.6: valori di k_{eff} , ed energia media per diverse concentrazioni di uranio in miscela

	[Mol%]	[%]	mol% rispettive		MCNP	[keV]
	%LiF	%U into (HM)F ₄	%ThF ₄	%UF ₄	k_{eff}	\bar{E}
conc1	77.5%	1%	22.275%	0.225%	0.21246	1.63E+01
conc2	77.5%	4%	21.600%	0.900%	0.55091	2.55E+01
conc3	77.5%	7%	20.925%	1.575%	0.79085	3.14E+01
conc4	77.5%	10%	20.250%	2.250%	0.97898	3.66E+01
conc5	77.5%	13%	19.575%	2.925%	1.13366	4.15E+01
conc6	77.5%	16%	18.900%	3.600%	1.26027	4.64E+01
conc7	77.5%	19%	18.225%	4.275%	1.37093	5.11E+01
conc8	77.5%	22%	17.550%	4.950%	1.46406	5.58E+01
conc9	77.5%	25%	16.875%	5.625%	1.54782	6.05E+01
conc10	77.5%	28%	16.200%	6.300%	1.6204	6.51E+01
conc11	77.5%	31%	15.525%	6.975%	1.68527	6.99E+01
conc12	77.5%	34%	14.850%	7.650%	1.74305	7.46E+01
conc13	77.5%	37%	14.175%	8.325%	1.79411	7.93E+01
conc14	77.5%	43%	12.825%	9.675%	1.88584	8.88E+01
conc15	77.5%	49%	11.475%	11.025%	1.95945	9.85E+01
conc16	77.5%	55%	10.125%	12.375%	2.02261	1.08E+02
conc17	77.5%	61%	8.775%	13.725%	2.07634	1.18E+02
conc18	77.5%	67%	7.425%	15.075%	2.12139	1.29E+02
conc19	77.5%	73%	6.075%	16.425%	2.16159	1.39E+02
conc20	77.5%	79%	4.725%	17.775%	2.19896	1.50E+02
conc21	77.5%	85%	3.375%	19.125%	2.22938	1.61E+02
conc22	77.5%	91%	2.025%	20.475%	2.25352	1.72E+02
conc23	77.5%	97%	0.675%	21.825%	2.28009	1.83E+02

Ponendo in grafico i valori della costante di moltiplicazione in funzione della concentrazione di ²³³U in miscela si ottiene l'andamento di Figura 1.10.

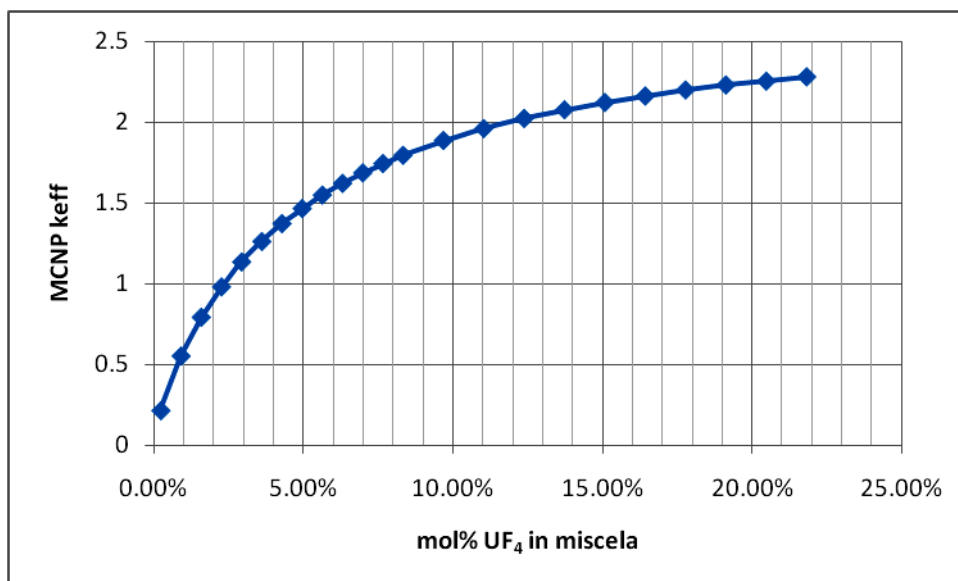


Figura 1.10) Andamento di k_{eff} in funzione della percentuale di uranio da output MCNP

L'andamento è lo stesso del calcolo preliminare. Come si può osservare dalla Tabella 1.6, l'energia media, seppur posizionata, come ipotizzato, in ambito veloce è leggermente inferiore ai 100keV; tale differenza fa variare i valori delle sezioni d'urto che sono stati utilizzati nel calcolo, in quanto sono stati presi ad energie più alte; inoltre nel caso di presenza di risonanze, come nel fluoro, è stata considerata una sezione d'urto media generica, intorno al valore di 100 keV, che aggiunge inaccuratezza al modello .

Si confrontano ora i due risultati, da calcolo e da codice per stimare l'entità delle differenze.

1.4.3 Confronto tra i risultati manuali e da codice

In Tabella 1.7 sono riportati tutti i valori per un raffronto diretto. In azzurro si hanno i valori di k_{eff} da MCNP, in rosso e verde rispettivamente quelli di k_{eff} e di k_{∞} da calcolo.

Tabella 1.7: valori di k per diverse concentrazioni di uranio in miscela ottenuti con calcolo manuale o con codice MCNP

	[Mol%]	[%]	Respective mol%		MCNP	[kev]	Calculated	Calculated
	%LiF	%U into (HM)F ₄	%ThF ₄	%UF ₄	k_{eff}	\bar{E}	k_{eff}	$\eta \cdot f$
conc1	77.5%	1%	22.275%	0.225%	0.21246	1.63E+01	0.12488	0.13894
conc2	77.5%	4%	21.600%	0.900%	0.55091	2.55E+01	0.43185	0.47512
conc3	77.5%	7%	20.925%	1.575%	0.79085	3.14E+01	0.66722	0.7260
conc4	77.5%	10%	20.250%	2.250%	0.97898	3.66E+01	0.85323	0.92061
conc5	77.5%	13%	19.575%	2.925%	1.13366	4.15E+01	1.00394	1.07579
conc6	77.5%	16%	18.900%	3.600%	1.26027	4.64E+01	1.12852	1.20248
conc7	77.5%	19%	18.225%	4.275%	1.37093	5.11E+01	1.23322	1.30786
conc8	77.5%	22%	17.550%	4.950%	1.46406	5.58E+01	1.32246	1.39689

conc9	77.5%	25%	16.875%	5.625%	1.54782	6.05E+01	1.3994	1.4731
conc10	77.5%	28%	16.200%	6.300%	1.6204	6.51E+01	1.46647	1.53263
conc11	77.5%	31%	15.525%	6.975%	1.68527	6.99E+01	1.52541	1.59675
conc12	77.5%	34%	14.850%	7.650%	1.74305	7.46E+01	1.57763	1.64759
conc13	77.5%	37%	14.175%	8.325%	1.79411	7.93E+01	1.62422	1.69275
conc14	77.5%	43%	12.825%	9.675%	1.88584	8.88E+01	1.70378	1.76945
conc15	77.5%	49%	11.475%	11.025%	1.95945	9.85E+01	1.76923	1.83213
conc16	77.5%	55%	10.125%	12.375%	2.02261	1.08E+02	1.8240	1.88432
conc17	77.5%	61%	8.775%	13.725%	2.07634	1.18E+02	1.87052	1.92845
conc18	77.5%	67%	7.425%	15.075%	2.12139	1.29E+02	1.91051	1.96625
conc19	77.5%	73%	6.075%	16.425%	2.16159	1.39E+02	1.94527	1.9989
conc20	77.5%	79%	4.725%	17.775%	2.19896	1.50E+02	1.97576	2.02762
conc21	77.5%	85%	3.375%	19.125%	2.22938	1.61E+02	2.0027	2.05287
conc22	77.5%	91%	2.025%	20.475%	2.25352	1.72E+02	2.02671	2.07531
conc23	77.5%	97%	0.675%	21.825%	2.28009	1.83E+02	2.04823	2.09538

Si osserva che gli andamenti delle curve, da calcolo e da codice, sono identici e che, soprattutto per basse concentrazioni di uranio, si approssimano piuttosto bene; considerando l'andamento di η -f e trascurando quindi le probabilità di fuga le due curve sono molto vicine e i valori si distanziano di circa un 10% del loro valore. La variazione tra le tre curve è giustificata dall'inesattezza del valor medio dell'energia di spettro neutronico che, nel calcolo manuale, è stato sovrastimato con una conseguente inadeguata valutazione delle sezioni d'urto medie.

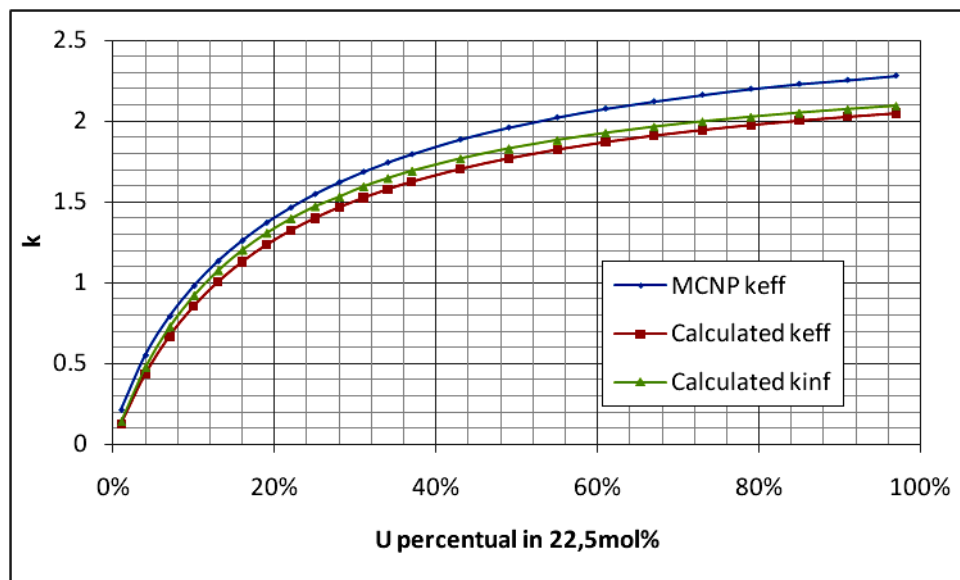


Figura 1.11) Andamento di k_{eff} in funzione della percentuale di uranio da calcolo manuale (rosso e verde) e da calcolo Montecarlo (blu)

Infatti, osservando Tabella 1.5, sebbene tra i valori non ci siano grosse differenze, quelle che ci sono, sono sufficienti a giustificare la variazione tra il k calcolato ed il k ricavato da MCNP.

1.4.3.1 Composto Critico

Continuando i calcoli con MCNP, la miscela che si è trovata essere esattamente critica, è costituita come segue da: **2.5875mol% $^{233}\text{UF}_4$ - 19.9125mol% ThF_4 - 77.5mol% LiF .**

Tale configurazione presenta un k di 1,05903 ed ha un'energia media neutronica di 39.2keV e sarà presa a riferimento per tutti i calcoli a seguire.

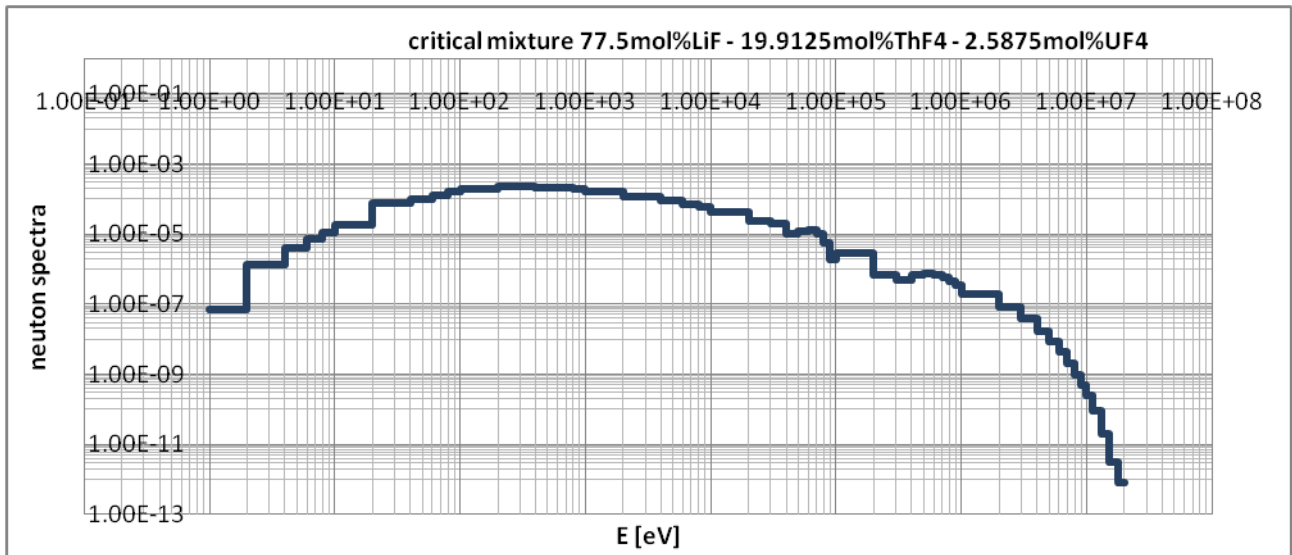


Figura 1.12) Spettro neutronico per la miscela critica

Lo spettro neutronico della miscela critica è rappresentato in Figura 1.12.

Per concludere viene riportato in Figura 1.13 lo spettro neutronico normalizzato per alcune delle diverse concentrazioni di uranio considerate; dal grafico è possibile osservare che l'energia media varia quasi

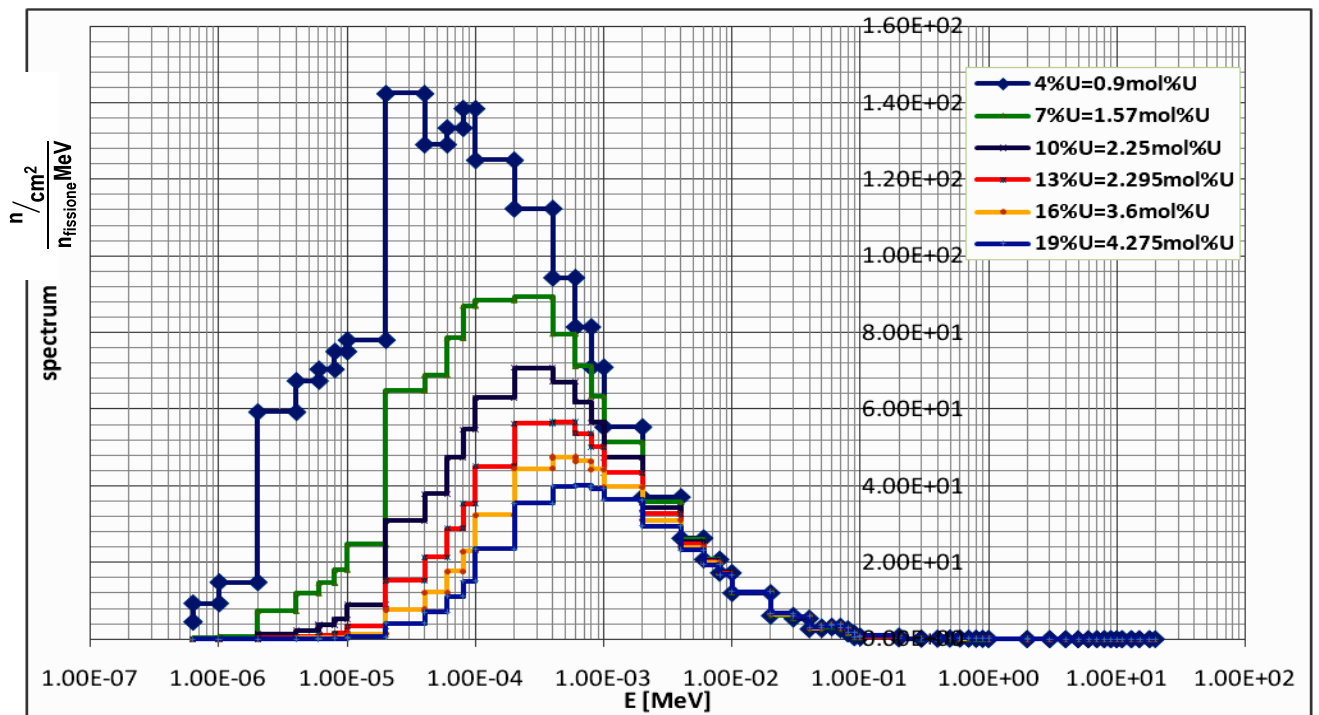


Figura 1.13) Spettro neutronico per diverse percentuali di uranio in miscela

linearmente in funzione della percentuale di uranio in miscela.

La miscela critica individuata da quest'analisi può quindi essere studiata rispetto al Burnup.

1.5 Burnup

Le misure di Burnup sono state effettuate grazie all'utilizzo del codice SARAF.

Questo codice fa parte del software applicativo BGcore per simulazioni complete di sistemi di reattori nucleari e del loro ciclo del combustibile. BGcore consiste di un certo numero di moduli e SARAF serve per analisi di decadimento e bruciamento del combustibile.

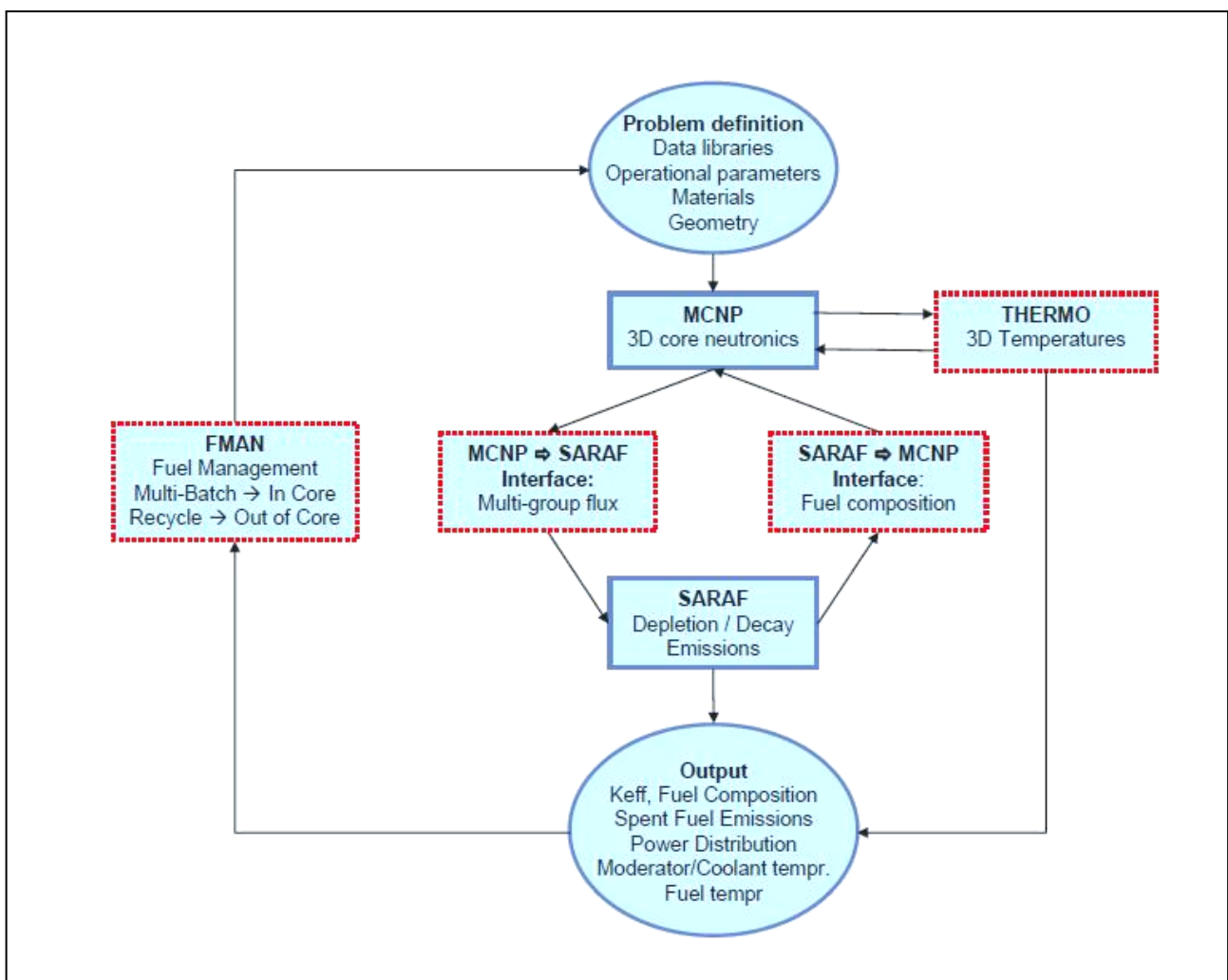


Figura 1.14) Diagramma di flusso del funzionamento del codice SARAF in relazione a MCNP

Il sistema è interamente scritto in ambiente MATLAB che rende la sorgente del codice più semplice, efficiente e trasparente.

I calcoli neutronici nel sistema BGcore sono eseguiti con il codice di trasporto di particelle ad energia continua Monte Carlo, MCNP4C.

Il codice SARAF riceve i dati rilevanti da MCNP, fa analisi d’impoverimento per ogni step di tempo restituendo a MCNP la composizione del combustibile aggiornata per la successiva simulazione montecarlo.

Utilizzando il codice SARAF è stata fatta un’analisi di bruciamento della miscela critica, trovata nel paragrafo 1.4.3, per un periodo di 5 anni.

I risultati, espressi in [atomi/(barn·cm)], sono stati convertiti in grammi secondo la seguente relazione:

[EQ. 1.15]

$$m_{elem} = \frac{MM_{elem} \cdot n_{elem} \cdot V_{contenitore}}{N_{AV}}$$

In cui m_{elem} sono i grammi dell’elemento, n_{elem} è la densità atomica dell’elemento e $V_{contenitore}$ è il volume

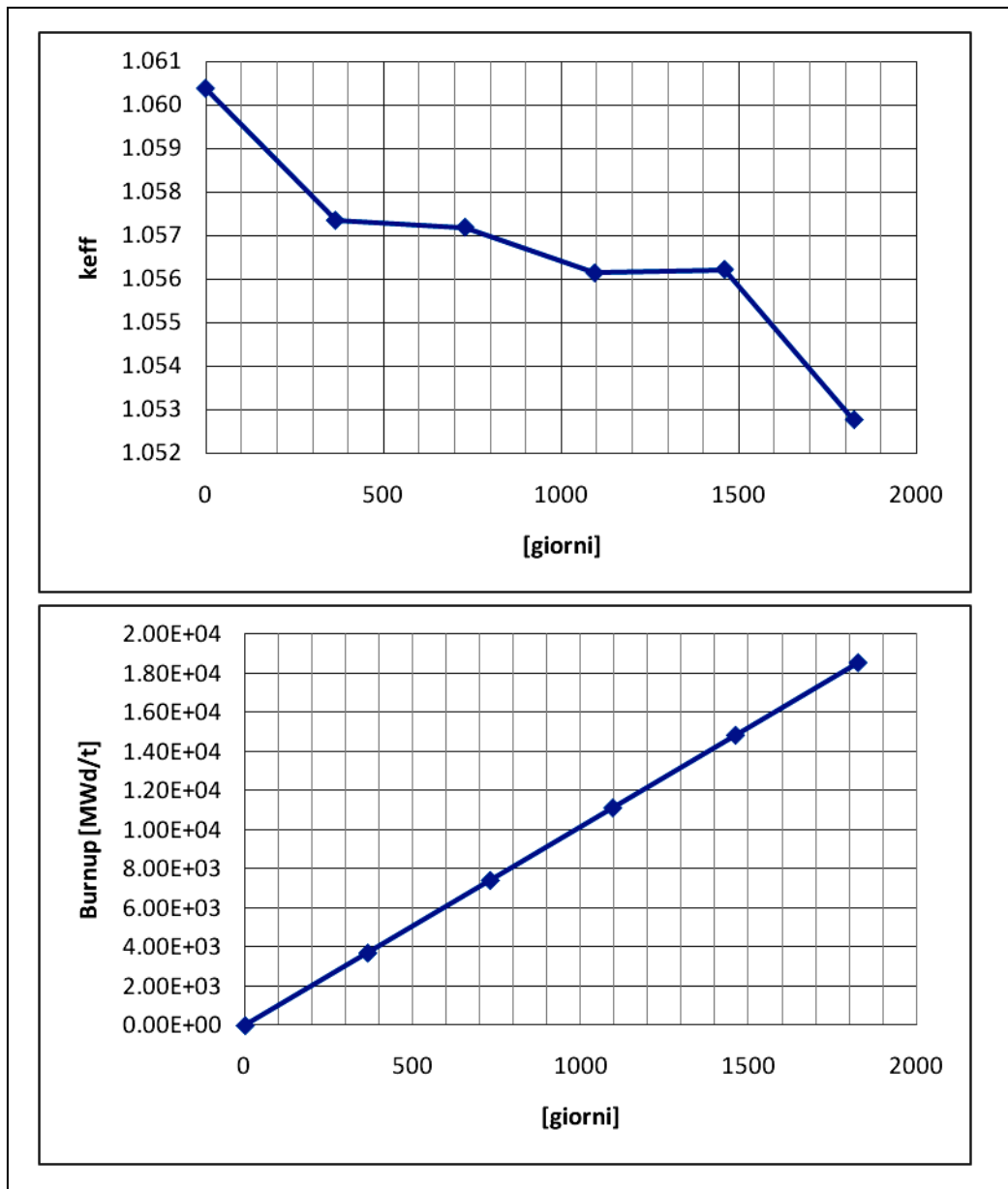


Figura 1.15 Andamento nel tempo del Burnup e del fattore di moltiplicazione

iniziale di circa 40m³. In Figura 1.15 sono riportati i valori per cinque anni di Burnup e k_{eff}.

I calcoli che sono stati effettuati nei 5 anni non hanno previsto alcun tipo di refueling o riprocessamento sul combustibile caricato in reattore, pertanto tutti i risultati presentati sono frutto di un sistema che viene semplicemente avviato ed “abbandonato a se stesso” per 5 anni . In questo periodo il valore di k_{eff} diminuisce di circa 700 pcm restando sovracritico.

In Figura 1.18, Figura 1.17, Figura 1.19 e Figura 1.20 sono riportati i trend di bruciamento, conversione e formazione rispettivamente dei materiali fissili, fertili e dei principali veleni, in ordine di concentrazione.

In Figura 1.17 gli andamenti quantitativi di Torio e Uranio presentano una diminuzione della concentrazione di Torio ed un andamento per l’Uranio inizialmente decrescente, e poi crescente, giustificato dal bruciamento iniziale e dal tempo necessario alla produzione di nuovi nuclei fissili dalla conversione del Torio. Ci si aspetta quindi che il fattore di breeding raggiunga un valore di 1 o più.

Tra i veleni, quelli a maggiore formazione sono il ^{233}Pa , ^{234}U , ^{137}Cs , ^{135}Cs , ^{133}Cs e lo ^{134}Xe con produzioni dell’ordine dei 10^4 g; questi veleni non vengono eliminati nel periodo in analisi e restano in reattore contribuendo all’assorbimento di neutroni.

Un’altra produzione notevole riguarda il fissile ^{235}U che contribuisce al mantenimento della sovracriticità nonostante la presenza dei veleni.

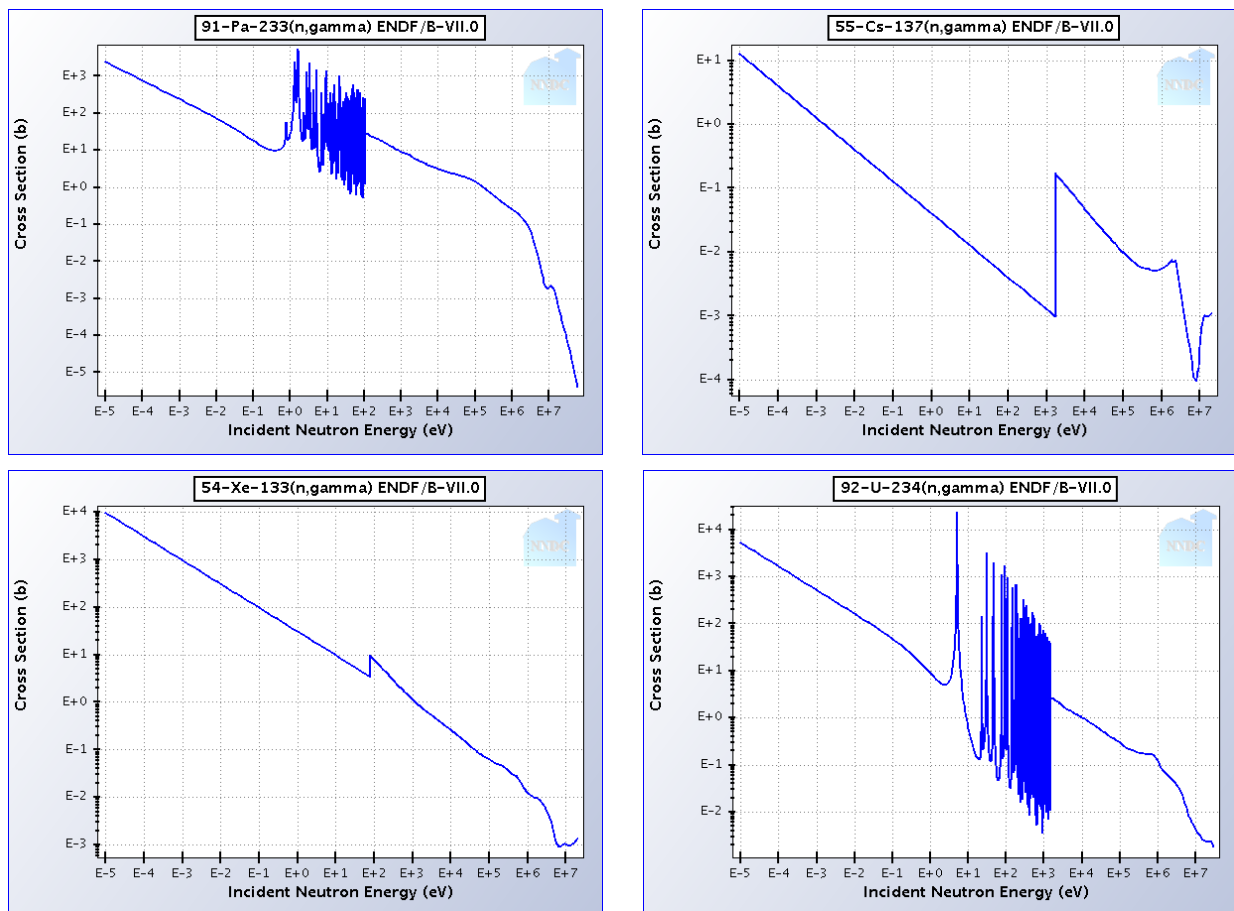


Figura 1.16) sezioni d'urto microscopiche dei veleni presenti in concentrazione maggiore.

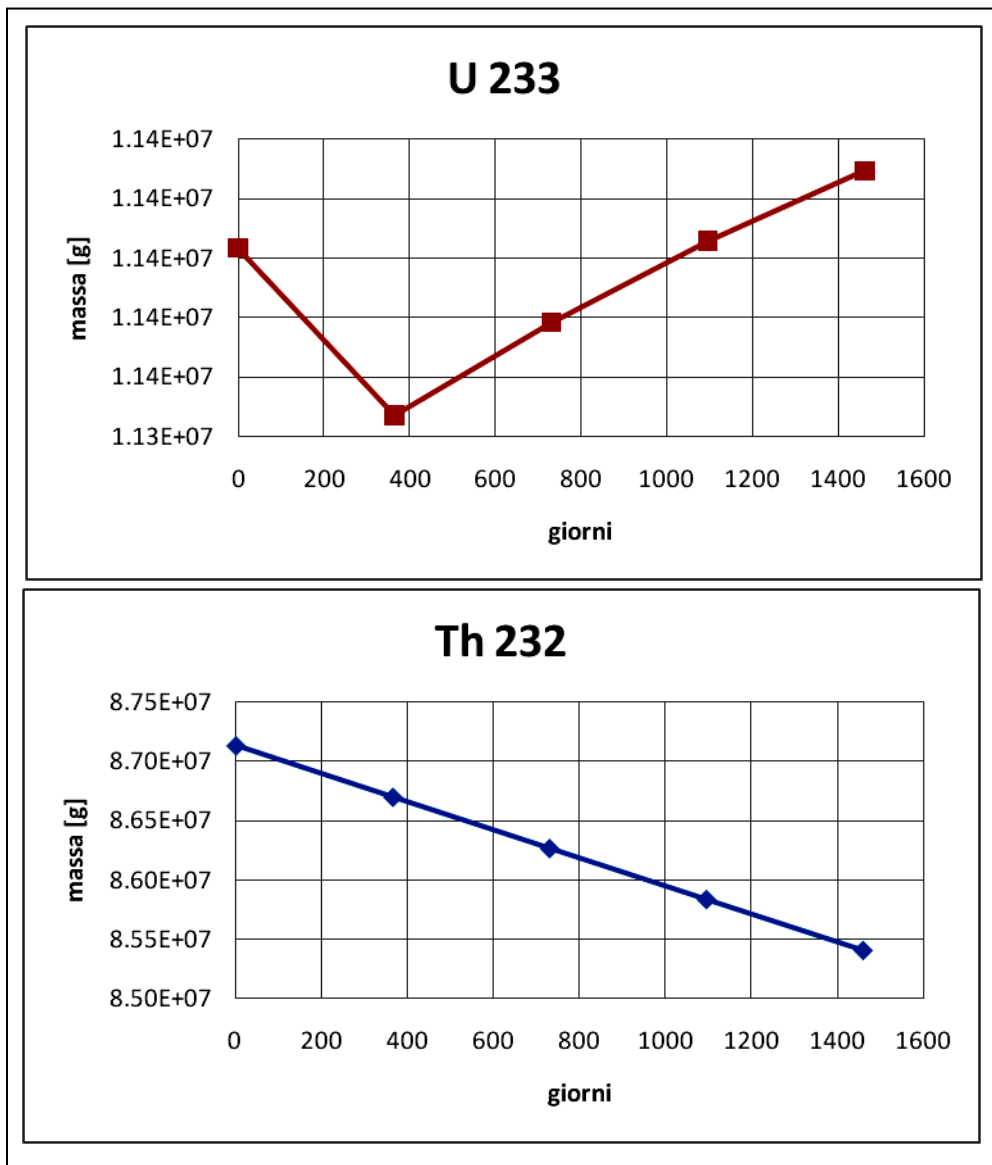


Figura 1.17) Variazione della concentrazione di Torio-232 e Uranio-233 in 5 anni

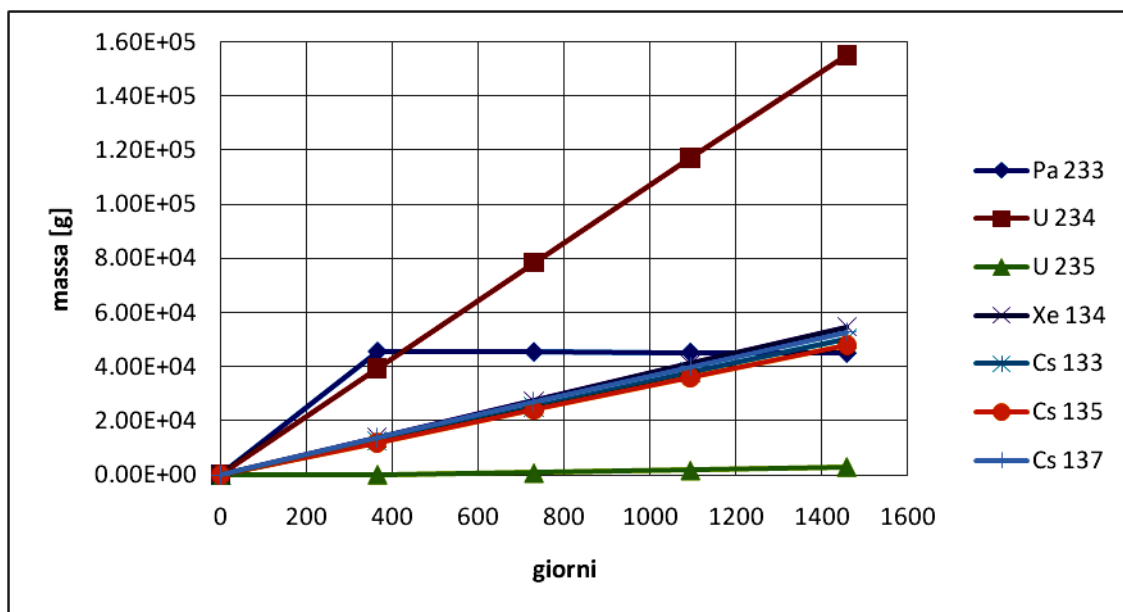


Figura 1.18) Variazione della concentrazione di diversi prodotti di fissione in 5 anni

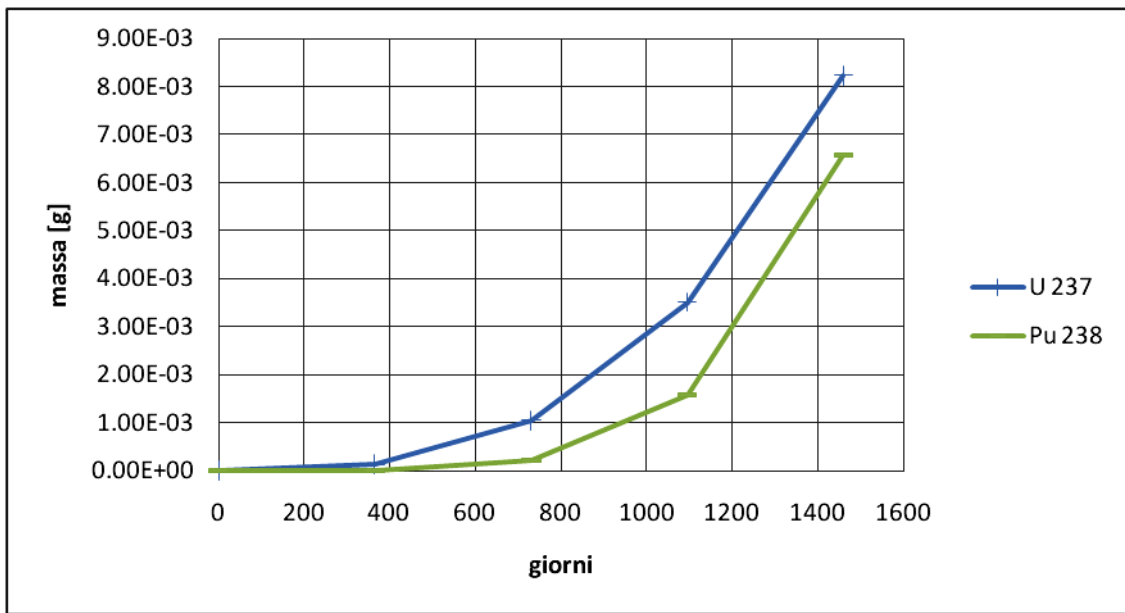
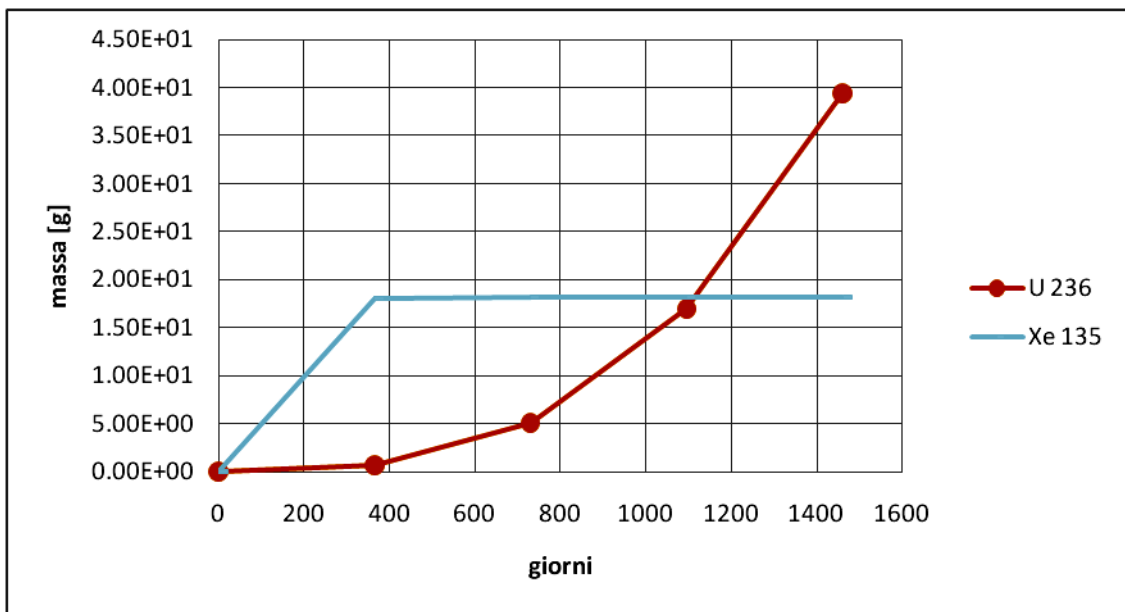
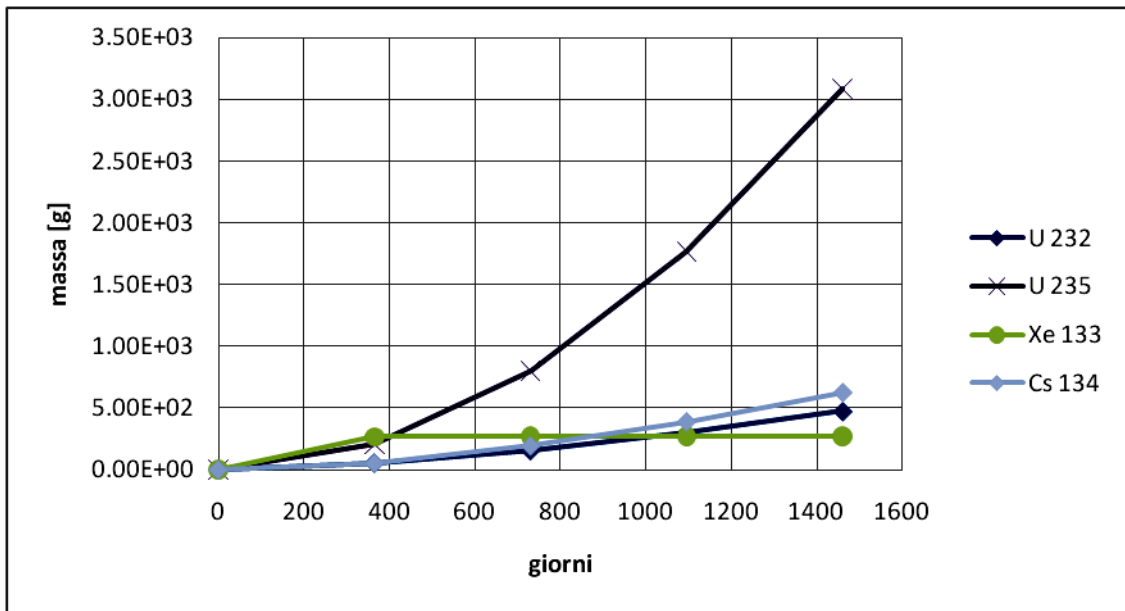


Figura 1.19) Variazione della concentrazione di diversi prodotti di fissione in 5 anni

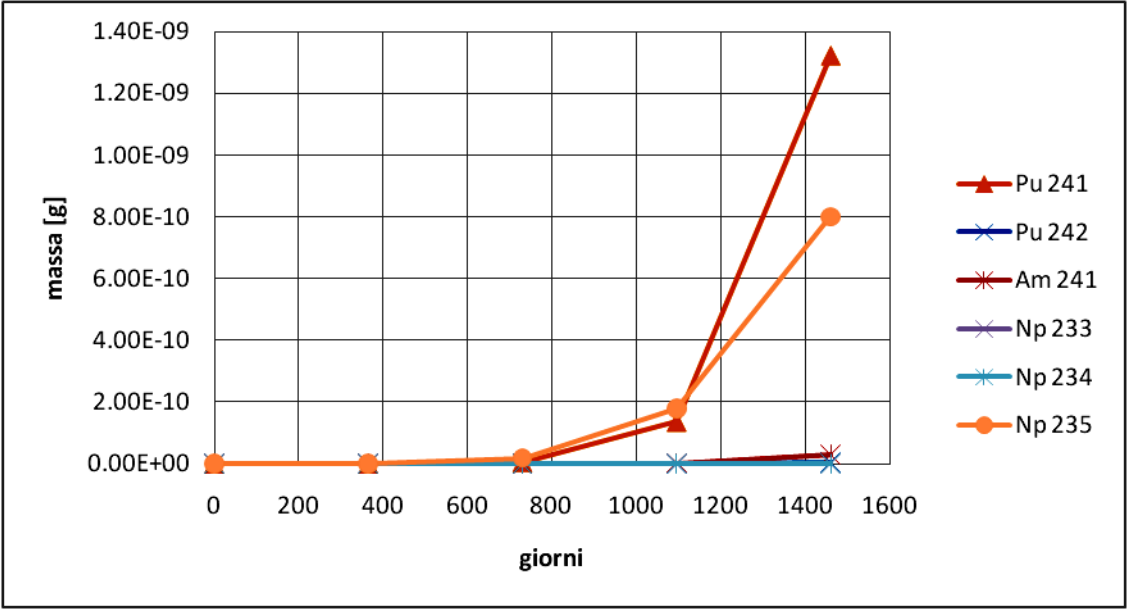
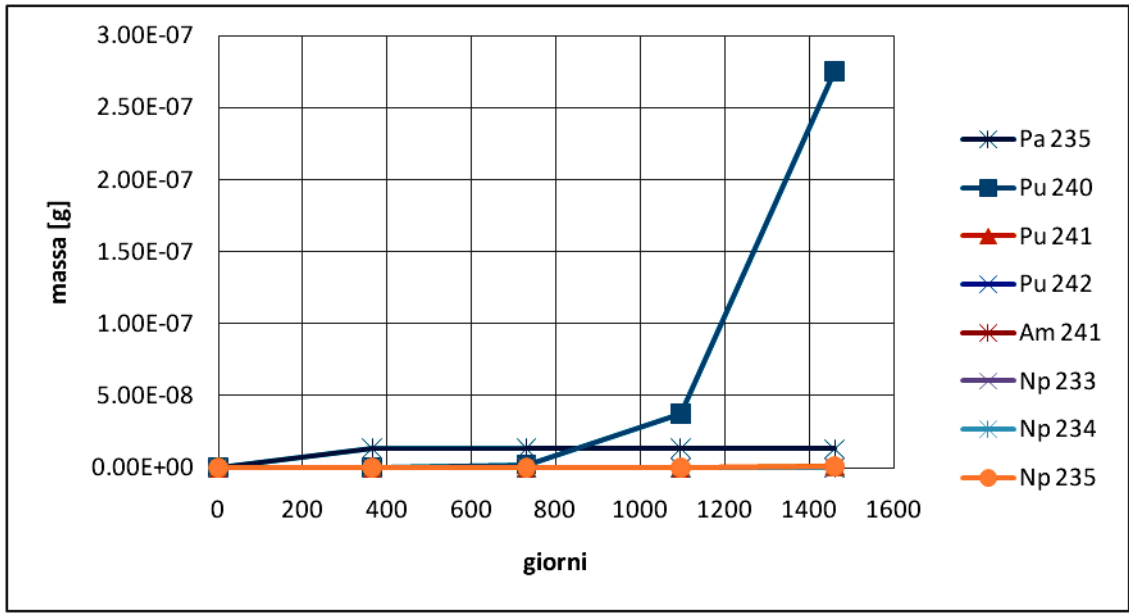
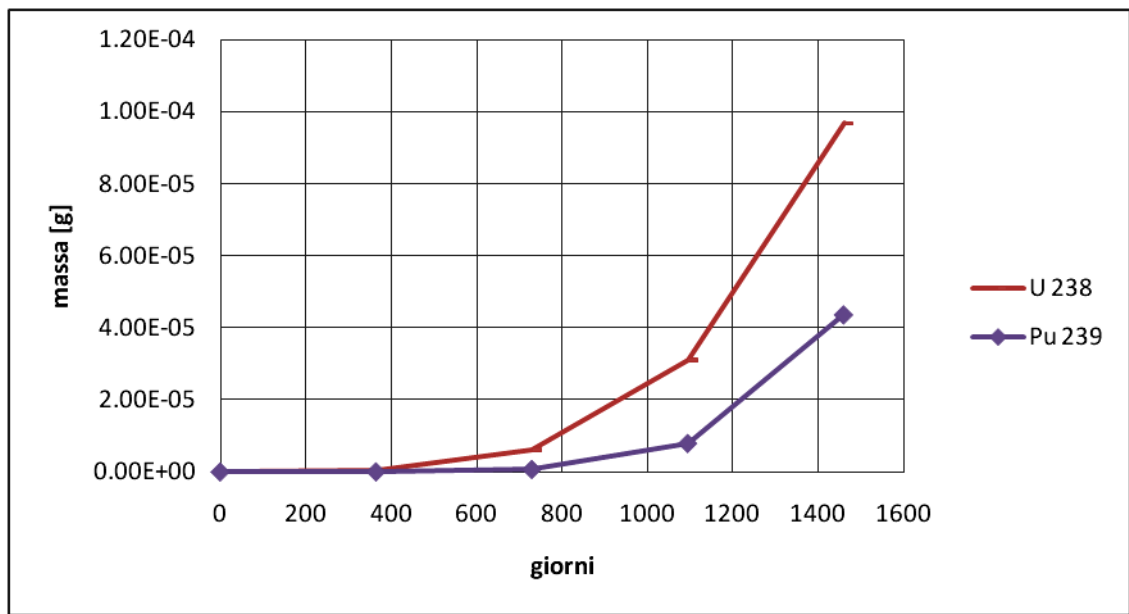


Figura 1.20) Variazione della concentrazione di diversi prodotti di fissione in 5 anni

Le masse degli elementi all'inizio di ogni anno sono riportate in Tabella 1.8:

Tabella 1.8: Masse di radionuclidi all'inizio di ogni anno

Time [days]	[g] Th 232	[g] Pa 232	[g] Pa 233	[g] Pa 234	[g] Pa 235	[g] U 232	[g] U 233	[g] U 234
0	8.714E+07	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	1.137E+07	0.000E+00
365	8.670E+07	2.536E-01	4.558E+04	5.257E-01	1.338E-08	5.597E+01	1.134E+07	3.942E+04
730	8.627E+07	4.940E-01	4.544E+04	5.238E-01	1.327E-08	1.560E+02	1.136E+07	7.848E+04
1095	8.584E+07	7.321E-01	4.524E+04	5.203E-01	1.313E-08	2.975E+02	1.137E+07	1.170E+05
1460	8.541E+07	9.503E-01	4.500E+04	5.165E-01	1.297E-08	4.747E+02	1.138E+07	1.551E+05

Time [days]	[g] U 235	[g] U 236	[g] U 237	[g] U 238	[g] Pu 238	[g] Pu 239	[g] Pu 240	[g] Pu 241
0	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00
365	2.036E+02	6.466E-01	1.283E-04	3.696E-07	6.069E-06	1.039E-08	1.629E-11	1.993E-14
730	8.029E+02	5.110E+00	1.049E-03	6.118E-06	2.067E-04	6.951E-07	2.182E-09	5.300E-12
1095	1.768E+03	1.694E+01	3.512E-03	3.089E-05	1.578E-03	7.921E-06	3.735E-08	1.358E-10
1460	3.086E+03	3.943E+01	8.230E-03	9.672E-05	6.582E-03	4.371E-05	2.750E-07	1.323E-09

Time [days]	[g] Pu 242	[g] Am 241	[g] Xe 133	[g] Xe 134	[g] Xe 135	[g] Cs 133	[g] Cs 134	[g] Cs 135
0	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00
365	1.716E-17	1.052E-16	2.671E+02	1.367E+04	1.808E+01	1.250E+04	5.342E+01	1.200E+04
730	9.224E-15	5.635E-14	2.678E+02	2.736E+04	1.813E+01	2.524E+04	1.928E+02	2.399E+04
1095	3.563E-13	2.171E-12	2.680E+02	4.105E+04	1.814E+01	3.786E+04	3.888E+02	3.593E+04
1460	4.659E-12	2.833E-11	2.682E+02	5.473E+04	1.815E+01	5.039E+04	6.248E+02	4.782E+04

Time [days]	[g] Cs 137	[g] Np 234	[g] Np 235	[g] Np 236
0	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00
365	1.365E+04	9.905E-20	7.736E-13	5.131E-10
730	2.701E+04	3.128E-18	1.875E-11	1.704E-08
1095	4.007E+04	2.881E-17	1.797E-10	1.345E-07
1460	5.282E+04	1.245E-16	8.002E-10	5.467E-07

1.6 Conversione

L'utilizzo di un combustibile liquido ha numerosi vantaggi tra cui l'eliminazione del problema di dover soddisfare tutte le richieste di sicurezza legate all'utilizzo di una guaina, come per il combustibile solido; inoltre permette il controllo delle proprietà del combustibile on-line. Pertanto la quantità di materiale fissile e fertile può essere aggiunta e modificata secondo necessità annullando l'esigenza di dare una riserva di reattività con la carica iniziale.

Analizzando le diverse strutture dei reattori a sali fusi, sia quelli già realizzati, come il MSRE o il MSBR, che quelli ancora in fase di progettazione, come il TMSR-NM, si osserva che, in ogni momento, circa un terzo del volume totale di sale circola fuori dal core attraverso tubi, pompe, scambiatori di calore e sistema di riprocessamento, che presenta il vantaggio di eliminare i problemi di inventory del combustibile, spostando sulla struttura di riprocessamento tutti quelli di sicurezza dell'impianto nucleare. Si ha un core intrinsecamente sicuro a discapito del secondario.

Come già detto, i reattori a sali fusi sono studiati, di solito, in relazione al ciclo Torio-Uranio ($\text{Th-}^{233}\text{U}$) che avendo una fisica più flessibile di quella U-Pu, consente di fare breeding anche in zona veloce. Per migliorare le proprietà di conversione si attua il riprocessamento on-line che permette il recupero del materiale fissile e l'eliminazione dei prodotti di fissione pericolosi sia per l'economia neutronica che per i materiali strutturali.

Il riprocessamento dei sali fusi viene effettuato in due fasi: una On-line ed una Off-line.

L'estrazione dei prodotti di fissione gassosi, Xe e Kr, è continua ed avviene on-line prelevando anche la maggior parte dei gas nobili.

La seconda fase avviene off-line e prevede, nel TMSR-NM, l'estrazione ed il trattamento di 40 litri di sale al giorno.

Questa fase è, a sua volta, suddivisa in tre parti:

- Fluorinazione: si rimuovono gli elementi con alti stati di ossidazione come U, Np, Pu per gli attinidi e Nb, Ru, Te, I, Mo, Cr, Tc per i prodotti di fissione.
- Estrazione attinica: gli attinidi restanti vengono eliminati dal "batch" tramite estrazione riduttiva in un solvente di metallo liquido costituito da Bi e Torio metallico.
- Estrazione lantanica: l'estrazione dei lantanidi viene come nell'estrazione attinica. La differenza con la fase precedente è legata a una modifica della composizione del "batch" che cambia la concentrazione di Torio e modifica i valori dei potenziali ossido riduttivi.

Nel sistema in analisi, per il momento, il riprocessamento non viene preso in considerazione ma tutti i calcoli sono effettuati, come anticipato nel paragrafo 1.5, per un sistema che non subisce alcun tipo di manutenzione; questa scelta è dettata dal desiderio di testare le potenzialità neutroniche della configurazione in esame.

Il fattore di conversione C pertanto è espresso come segue:

[EQ. 1.16]

$$C = \frac{\iint_y^{y-1} \phi(E, V) \sigma_{\gamma, Th232}(E) dV dE + \iint_y^{y-1} \phi(E, V) \sigma_{\gamma, U238}(E) dV dE - \iint_y^{y-1} \phi(E, V) \sigma_{\gamma, Pa233}(E) dV dE}{\iint_y^{y-1} \phi(E, V) \sigma_{f, U233}(E) dV dE + \iint_y^{y-1} \phi(E, V) \sigma_{f, U235}(E) dV dE + \iint_y^{y-1} \phi(E, V) \sigma_{f, Pu239}(E) dV dE}$$

Il termine y rappresenta l'anno (year). L'[EQ. 1.16] è il rapporto tra i nuclei fertili che diventano fissili privati di quelli che da ^{233}Pa non riescono a decadere a ^{233}U , e i nuclei fissili che subiscono fissione. Gli integrali in tempo, energia e volume del prodotto tra il flusso neutronico e la sezione d'urto di cattura (o fissione) di ^{232}Th , ^{238}U , ^{233}U , ^{235}U , ^{239}Pu e ^{233}Pa vengono calcolati da MCNP.

Sono stati quindi eseguiti tre calcoli per tre diversi intervalli di tempo.

1.6.4 30 giorni di funzionamento con step di 1 giorno

Nella Tabella 1.9 sono presentati i valori da MCNP di k_{eff} e fattore di conversione come calcolati nell'[EQ. 1.16]. Nella colonna con i valori del fattore di conversione si ha un dato in meno in quanto C è calcolato a cavallo tra due anni. Si ricorda che la miscela utilizzata è la miscela critica costituita da 2.5875 mol% $^{233}\text{UF}_4$ – 19.9125 mol% ThF_4 – 77.5mol% LiF .

Tabella 1.9) 30 giorni di funzionamento con step di 1 giorno. Nella colonna con i dati di conversione si ha un valore in meno in quanto il fattore è calcolato tra un anno ed il successivo

Time [days]	Burnup [MWD/t]	k-eff	Δpcm	C
0	0.00E+00	1.0607	314	1.0487
1	1.02E+01	1.0575	-213	1.1572
2	2.03E+01	1.0597	8	1.0628
3	3.05E+01	1.0596	140	1.0482
4	4.06E+01	1.0582	-104	1.0491
5	5.08E+01	1.0592	40	1.0485
6	6.09E+01	1.0588	-16	1.0478
7	7.11E+01	1.0590	88	1.0482
8	8.12E+01	1.0581	98	1.048
9	9.13E+01	1.0571	-251	1.0486
10	1.02E+02	1.0596	42	1.0477
11	1.12E+02	1.0592	122	1.0481
12	1.22E+02	1.0580	-205	1.0485
13	1.32E+02	1.0600	130	1.0478
14	1.42E+02	1.0587	-96	1.0477
15	1.52E+02	1.0597	31	1.0475
16	1.62E+02	1.0594	215	1.0481
17	1.73E+02	1.0572	-148	1.0481
18	1.83E+02	1.0587	30	1.0480

19	1.93E+02	1.0584	92	1.0489
20	2.03E+02	1.0575	-206	1.0487
21	2.13E+02	1.0596	165	1.0480
22	2.23E+02	1.0579	19	1.0482
23	2.33E+02	1.0577	-135	1.0492
24	2.44E+02	1.0591	95	1.0486
25	2.54E+02	1.0581	-167	1.0490
26	2.64E+02	1.0598	306	1.0481
27	2.74E+02	1.0567	-262	1.0484
28	2.84E+02	1.0594	171	1.0483
29	2.94E+02	1.0576	55	1.0490
30	3.05E+02	1.0571	--	--

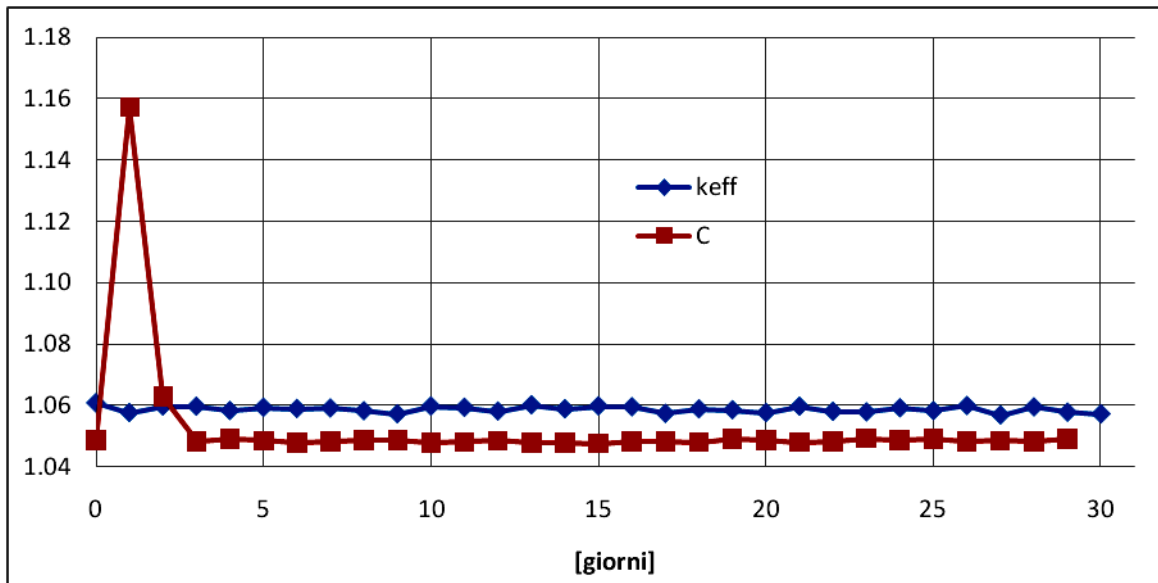


Figura 1.21) andamento di k_{eff} e C per 30 giorni

Il fattore di conversione è maggiore di 1 ed il valore di k_{eff} si mantiene quasi costante. Si prosegue quindi l'indagine sul lungo periodo: 5 e 10 anni.

1.6.5 5 anni di funzionamento con step di 6 mesi

Nella Tabella 1.10 sono presentati i valori da MCNP di k_{eff} e fattore di conversione come calcolati nell' [EQ. 1.6] e [EQ. 1.16].

Tabella 1.10) 5 anni di funzionamento con step di 6 mesi

Time [days]	Burnup [MWD/t]	k-eff	Δpcm	C
0	0.00E+00	1.0607	380	1.0487
180	1.83E+03	1.0569	-214	1.0463
360	3.65E+03	1.0590	287	1.0442

540	5.48E+03	1.0561	-135	1.0420
720	7.31E+03	1.0575	270	1.0391
900	9.13E+03	1.0548	19	1.0372
1080	1.10E+04	1.0546	36	1.0350
1260	1.28E+04	1.0542	-81	1.0321
1440	1.46E+04	1.0551	96	1.0296
1620	1.64E+04	1.0541	26	1.0272
1800	1.83E+04	1.0538	--	--

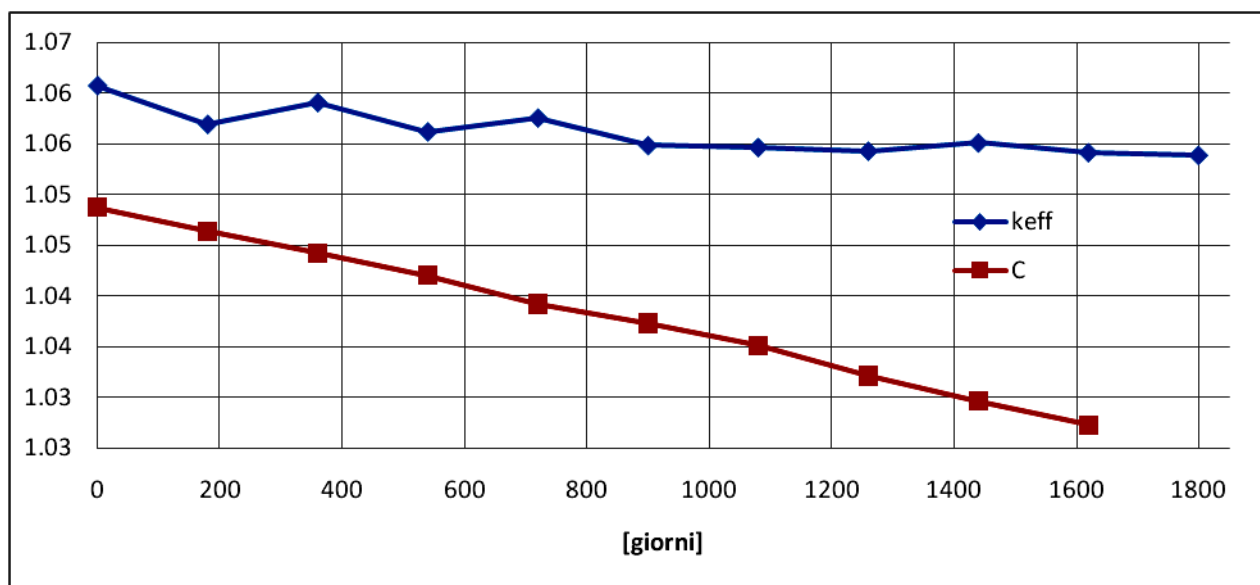


Figura 1.22) andamento di k_{eff} e C in 5 anni

Il fattore di conversione si mantiene sempre superiore ad 1, ma è evidente una sua diminuzione attribuibile alla formazione di veleni; anche il valore di k inizia a diminuire, ma si mantiene pressoché inalterato grazie alla continua formazione di ^{233}U .

1.6.6 10 anni di funzionamento con step di 1 anno

Nella Tabella 1.11 sono presentati i valori da MCNP di k_{eff} e fattore di conversione come calcolati nell' [EQ. 1.6] e nell' [EQ. 1.16].

Tabella 1.11) 10 anni di funzionamento con step di 1 anno

Time [days]	Burnup [MWD/t]	k-eff	Δpcm	C
0	0.00E+00	1.0607	497	1.0487
365	3.70E+03	1.0557	38	1.0444
730	7.41E+03	1.0553	98	1.0390
1095	1.11E+04	1.0543	-102	1.0347
1460	1.48E+04	1.0554	197	1.0290
1825	1.85E+04	1.0534	-25	1.0263

2190	2.22E+04	1.0536	113	1.0212
2555	2.59E+04	1.0525	202	1.0153
2920	2.96E+04	1.0505	61	1.0124
3285	3.33E+04	1.0499	23	1.0087
3650	3.70E+04	1.0497	--	--

In 10 anni di funzionamento il fattore di moltiplicazione diminuisce di circa 1000pcm mantenendo comunque la sovracriticità.

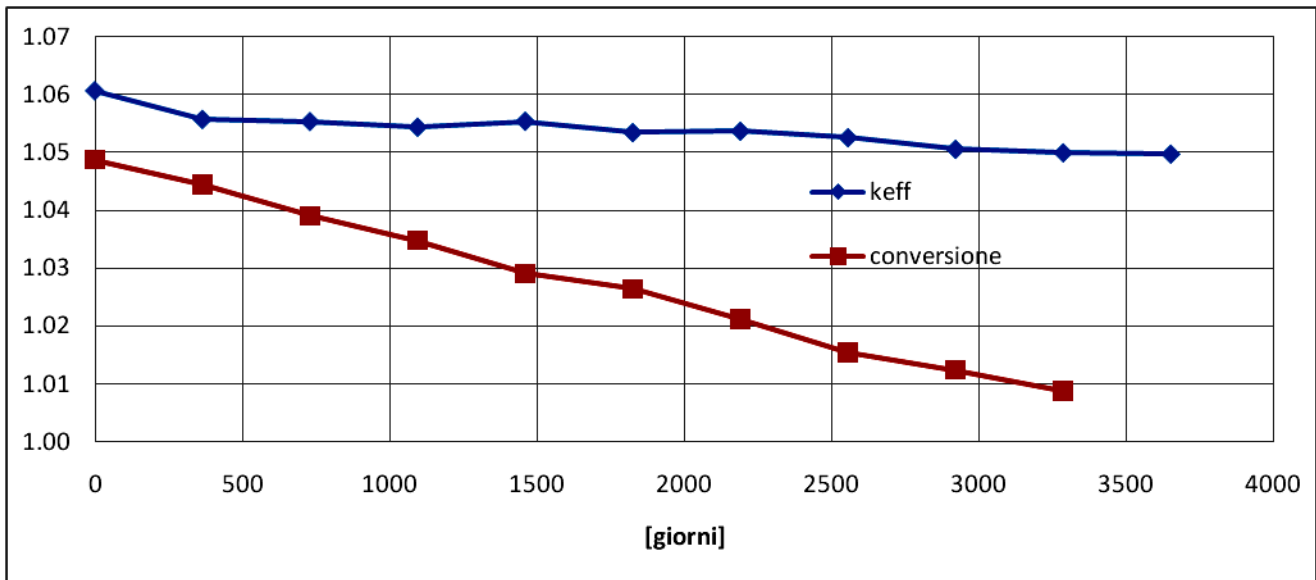


Figura 1.23) andamento di k_{eff} e C in 10 anni

Anche il fattore di conversione diminuisce partendo da un valore di 1.048 ed arrivando ad un valore di 1.008; si ribadisce che i calcoli neutronici sono stati ricavati su di un sistema in cui non si effettua alcun tipo di riprocessamento e senza che siano estratti neppure i gas di fissione; il valore di C permette al fattore di moltiplicazione di diminuire solo di un 1% rispetto al suo valore iniziale in ben 10 anni.

La possibilità di progettare un reattore con un combustibile liquido che non necessiti di riprocessamento on-line diventa sempre più una strada percorribile.

Per concludere la trattazione sulla struttura omogenea, viene proposta un'analisi di fattore di conversione e fattore di moltiplicazione su un'altra configurazione di miscela per studiare quali siano i cambiamenti che ne conseguono.

La nuova miscela è costituita da 77mol% LiF - 20mol% ThF₄ - 3mol% UF₄, e viene analizzata sempre per un periodo di 10 anni; i risultati sono riportati in Tabella 1.12:

Tabella 1.12) 10 anni di funzionamento con step di 1 anno

Time [days]	Burnup [MWD/t]	keff	C
0	0.00E+00	1.1332	0.9160
365	3.68E+03	1.1277	0.9151
730	7.36E+03	1.1267	0.9147
1095	1.10E+04	1.1261	0.9142

1460	1.47E+04	1.1212	0.9131
1825	1.84E+04	1.1188	0.9134
2190	2.21E+04	1.1147	0.9133
2555	2.58E+04	1.1129	0.9120
2920	2.95E+04	1.1105	0.9113
3285	3.31E+04	1.1089	0.9110
3650	3.68E+04	1.1049	--

Sebbene le percentuali di Uranio e Torio siano state entrambe aumentate, la variazione di pochi percento, delle rispettive mol% della miscela critica, cambiano il fattore di conversione in modo drammatico, facendone crollare il valore a 0.91, che rimane sempre un ottimo valore di breeding ma che rispetto a quello della miscela critica fa passare il reattore da un Breeder ad un Burner.

Capitolo 2 Il Reattore Omogeneo Riflesso

2.1 Configurazione con Riflettore

La nuova configurazione che si vuole analizzare è rappresentata in Figura 2.1. Si è deciso di porre due

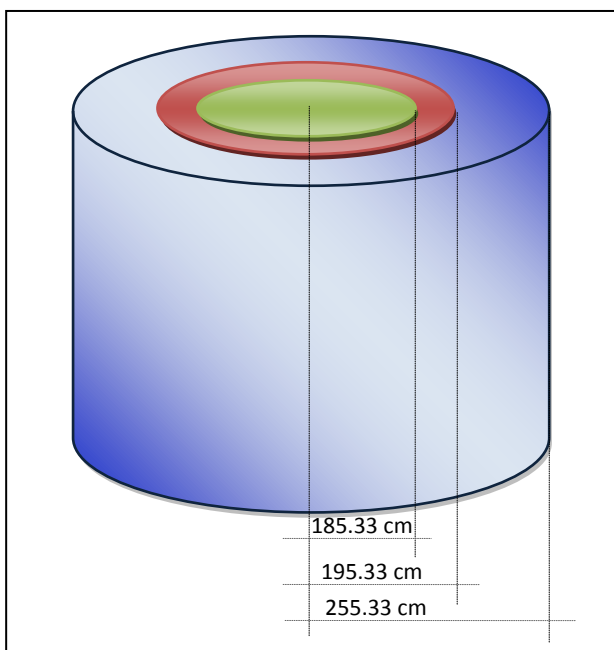


Figura 2.1) Rappresentazione schematica del reattore omogeneo riflesso; la parte verde è il reattore omogeneo, quella rossa è lo strato di sale di cloruri e quella blu è lo strato di grafite.

strati di riflettore e, per il momento, nessun tipo di divisore tra nocciolo e riflettore e tra riflettore e riflettore; in questo modo non bisognerà tenere conto degli assorbimenti dati dall'acciaio dei divisori, ma si potrà analizzare meglio il solo effetto del riflettore sul sistema.

Tornando a Figura 2.1, il cilindro verde raffigura il reattore omogeneo descritto nel capitolo precedente; è un cilindro di circa 370 cm di diametro e di pari altezza, riempito con la miscela critica costituita da 77.5mol% LiF – 19.9125mol% ThF₄ – 2.5875mol% ²³³UF₄.

Il cilindro rosso rappresenta il primo strato di riflettore, per il quale è stata scelta una miscela di cloruri formata da 30mol% NaCl - 50mol% MgCl₂ - 20mol% KCl e con spessore di 10 cm. Non è stato

preso in considerazione il LiF perché la sua temperatura di fusione è di 600°C e, inoltre, il fluoro ha proprietà moderanti superiori rispetto al cloro.

Il cilindro blu rappresenta il secondo strato di riflettore ed è costituito di grafite con uno spessore di 60 cm.

La miscela di cloruri verrà utilizzata anche come termovettore per il medio-basso punto di fusione, l'assenza di berillio e le basse sezioni d'urto di assorbimento del cloro; di contro, l'alta corrosività del cloro necessiterà di una lega di contenimento con buone proprietà di resistenza alla corrosione. Le caratteristiche di questo sale sono riassunte in Tabella 2.1 [14]:

Tabella 2.1: caratteristiche del termovettore

30mol% NaCl – 20mol% KCl – 50mol% MgCl ₂	
Boiling point [°C]	2500
Melting point [°C]	396
Density [kg/m ³]	
at 450°C	1910
at 700°C	1715
Dynamic viscosity [kg/(ms)]	
at 450°C	3.47×10 ⁻³
at 700°C	1.18×10 ⁻³
Thermal Conductivity [W/(mK)]	
at 450°C	~0.39
at 700°C	~0.39
Specific Heat [J/(kgK)]	
at 450°C	~1004.
at 700°C	~1004.
T _{m,NaCl-KCl-MgCl2} [°C]	396
T _{b,NaCl-KCl-MgCl2} [°C]	2500

Le sezioni d'urto microscopiche di potassio e magnesio sono riportate in Figura 2.2:

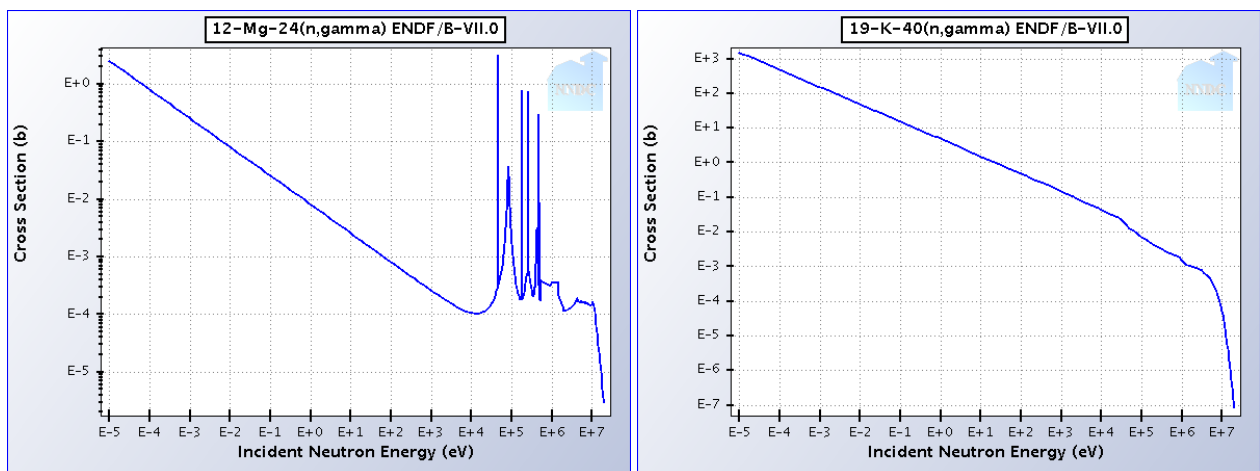


Figura 2.2) Sezioni d'urto microscopiche degli elementi costituenti il riflettore di sale

Quelle di sodio e dell'elemento più presente, cloro, in Figura 2.3. Il cloro per alte energie presenta picchi di risonanza che comunque hanno valori piuttosto bassi dell'ordine dei 10^{-2} barn.

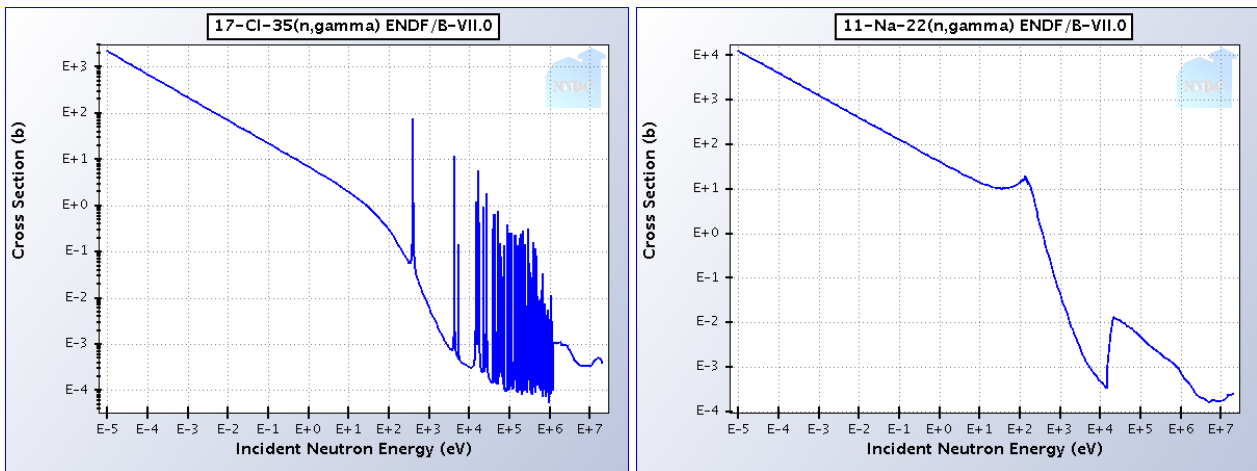


Figura 2.3) Sezioni d'urto microscopiche degli elementi costituenti il riflettore di sale

Per il secondo strato di riflettore la scelta è ricaduta sulla grafite nucleare, riflettore per eccellenza, con una densità di $1.9 \text{ [g/cm}^3\text{]}$ [18]. Si temono le proprietà moderanti di questo elemento in quanto si vuole mantenere uno spettro veloce, ma al contempo l'alta capacità di riflessione di questo materiale lo rendono il più adatto allo scopo.

Come si può osservare in Figura 2.1, il riflettore è stato posto solo lateralmente in quanto, in previsione dell'inserzione dei canali nella zona superiore ed inferiore del reattore omogeneo, le fughe, in quelle zone, saranno elevate e pertanto la riflessione superiore ed inferiore dovrebbe essere trascurabile. Questo discorso sarà ripreso dopo aver ricavato i primi risultati.

Analogamente a quanto fatto in precedenza, si ricavano il fattore di conversione C e la variazione del coefficiente di reattività per questa nuova configurazione: il confronto viene fatto per un periodo di 10 anni che viene poi comparato con i risultati ottenuti per il reattore omogeneo:

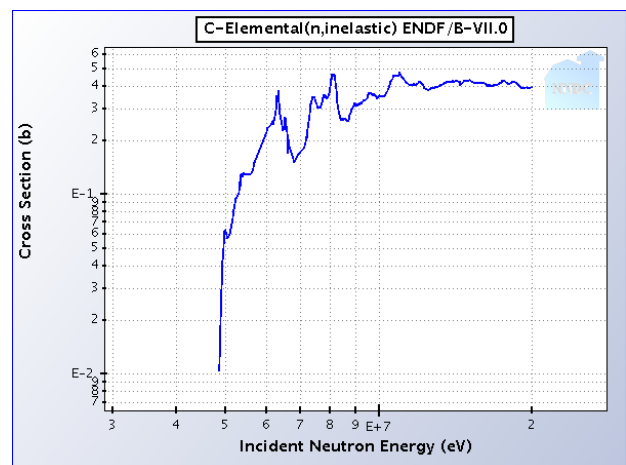


Figura 2.4) sezione d'urto microscopica di scattering elastico per il carbonio

Tabella 2.2) Confronto tra i fattori di moltiplicazione efficaci ottenuti con MCNP tra il reattore omogeneo ed il reattore omogeneo riflesso.

Time [days]	Burnup [MWD/t]	k_{eff} riflesso	k_{eff} omogeneo	$\Delta \text{PCM}_{\text{RIFL-OMO}}$
0	0.00E+00	1.06289	1.06072	217

365	3.70E+03	1.0608	1.05575	505
730	7.41E+03	1.05971	1.05537	434
1095	1.11E+04	1.05945	1.05439	506
1460	1.48E+04	1.05915	1.05541	374
1825	1.85E+04	1.05672	1.05344	328
2190	2.22E+04	1.05615	1.05369	246
2555	2.59E+04	1.05624	1.05256	368
2920	2.96E+04	1.05603	1.05054	549
3285	3.33E+04	1.05485	1.04993	492
3650	3.70E+04	1.05462	1.0497	492

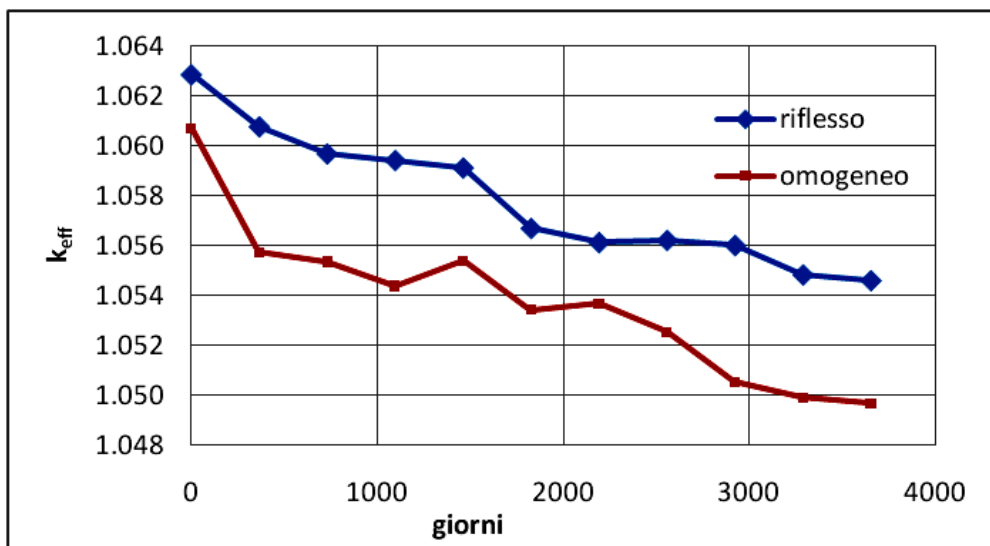


Figura 2.5) Confronto degli andamenti del fattore di moltiplicazione per il reattore riflesso (blu) e per il reattore omogeneo (rosso) in dieci anni.

Introducendo il riflettore, il valore del fattore di moltiplicazione aumenta, anche di 500pcm.

Il fattore di conversione, invece, diminuisce come visibile in Tabella 2.3 ed in Figura 2.6.

Tabella 2.3) valori del fattore di conversione

Time [days]	C riflesso	C omogeneo
0	1.0443	1.0487
365	1.0418	1.0444
730	1.0370	1.0390
1095	1.0318	1.0348
1460	1.0267	1.0291
1825	1.0235	1.0264
2190	1.0180	1.0212
2555	1.0148	1.0154
2920	1.0104	1.0124
3285	1.0061	1.0087

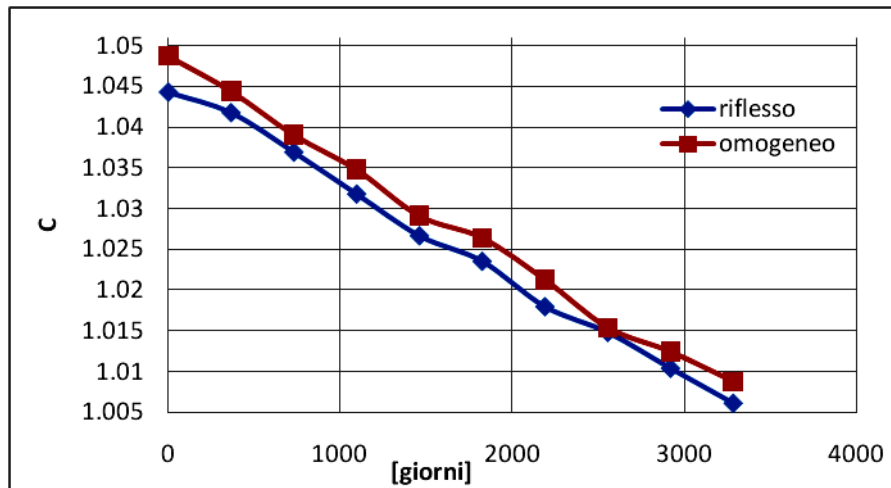


Figura 2.6) andamento del fattore di conversione, per 10 anni, nelle due configurazioni di reattore omogeneo (rosso) e di reattore riflesso (blu)

La presenza del riflettore fa diminuire le fughe, con un aumento del numero di neutroni in reattore e delle fissioni sull'²³³U, che giustifica l'aumento del fattore di moltiplicazione.

Per ciò che riguarda la diminuzione del fattore di conversione tale risultato è giustificato dall'effetto moderante della grafite; infatti, l'energia media del flusso neutronico è pari a 38.649 keV e il suo valore decresce di circa 1 keV rispetto a quello del reattore omogeneo.

Se si osservano le sezioni d'urto di cattura o fissione di Torio232, Uranio233 e Protoattino233 all'energia di 39 keV e 38 keV, si noterà in tutti i casi una diminuzione della sezione d'urto in funzione dell'energia; la riduzione del valore di C è pertanto giustificabile come media dei singoli aumenti delle sezioni d'urto per lieve termalizzazione dello spettro neutronico. Lo spettro del reattore riflesso lateralmente è riportato in Figura 2.7.

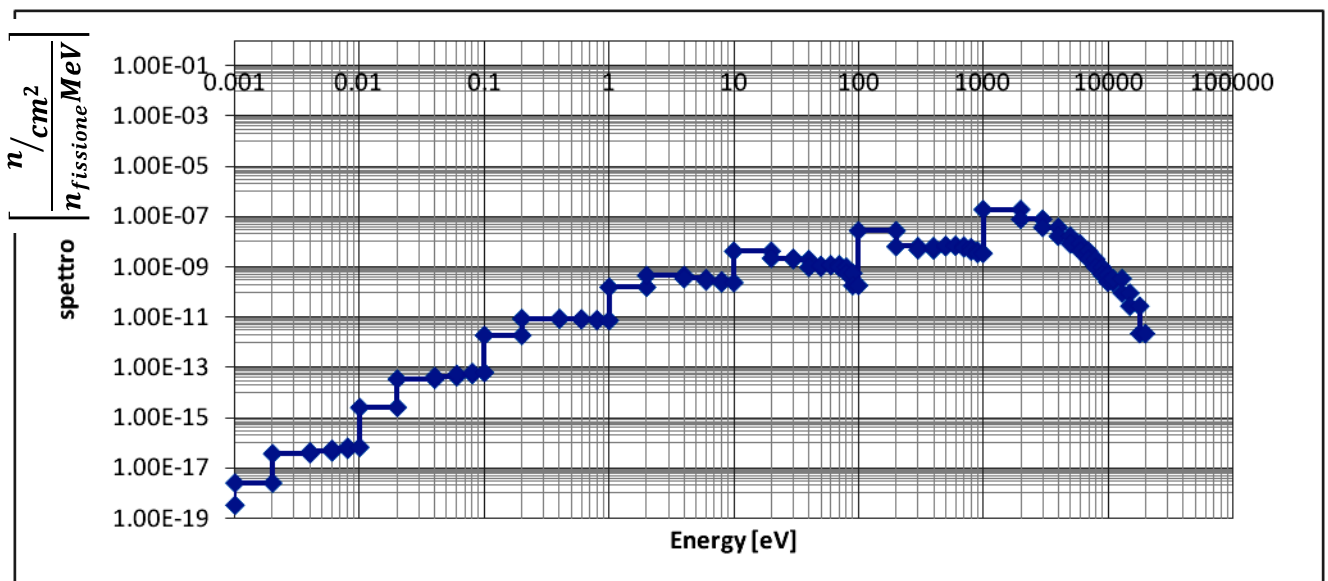


Figura 2.7) spettro energetico della configurazione di reattore riflesso lateralmente

In Appendice 2 sono stati raccolti ed ordinati i dati riguardanti le concentrazioni dei prodotti di fissione per un'attività di 10 anni senza riprocessamento.

Il valore del fattore di conversione, nello studio in oggetto, è di 1.04.

Se l'intenzione è quella di fare breeding, è importante aumentare tale valore il più possibile perché nella configurazione con i canali l'aumento delle fughe lo abbasserà notevolmente.

2.2 Il reattore riflesso totalmente

Cambiando nuovamente struttura e provando a riflettere completamente il reattore, è possibile osservare come cambia il fattore di conversione C: ci si attende un aumento di entrambi i fattori (k e C).

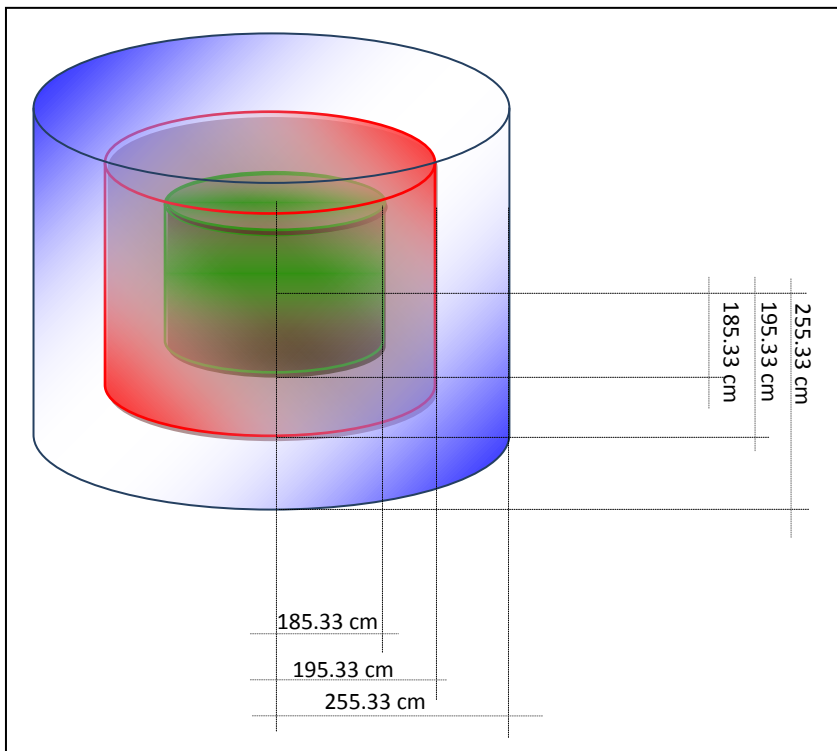


Figura 2.8) Reattori totalmente riflesso: il cilindro verde è il reattore omogeneo, quello rosso è il sale di cloruri con uno spessore di 10 cm e quello blu è il riflettore di grafite con uno spessore di 60 cm.

La nuova configurazione è rappresentata in Figura 2.8.

Dall'analisi, si osservi Figura 2.9 e Figura 2.10, emerge che le attese sono soddisfatte poiché il coefficiente di conversione aumenta rispetto al reattore riflesso solo lateralmente, ma non abbastanza da superare i coefficienti di conversione del reattore nudo; anche il k_{eff} aumenta rispetto i due precedenti casi.

La riflessione totale del reattore ha portato un ulteriore diminuzione delle fughe, con conseguente accrescimento del

numero di fissioni e del valore di k, ma non ha variato l'energia media che risulta 38.5 keV; quindi non c'è stata ulteriore termalizzazione ma solo una diminuzione delle fughe. Nella tabella e nei grafici che seguono si possono osservare i diversi andamenti descritti.

Tabella 2.4) Confronto tra i diversi valori di conversione e di k_{eff} per il reattore omogeneo, omogeneo riflesso lateralmente ed omogeneo riflesso totalmente

Time [days]	Riflettore LATERALE k_{eff}	OMOGENEO k_{eff}	Riflettore TOTALE k_{eff}	Riflettore LATERALE conversione	OMOGENEO conversione	Riflettore TOTALE conversione
0	1.0628	1.0607	1.0664	1.0443	1.0487	1.0432
365	1.0608	1.0557	1.0627	1.0418	1.0444	1.0426

730	1.0597	1.0553	1.0615	1.0370	1.0390	1.0374
1095	1.0594	1.0543	1.0611	1.0318	1.0348	1.0336
1460	1.0591	1.0554	1.0590	1.0267	1.0291	1.0282
1825	1.0567	1.0534	1.0591	1.0235	1.0264	1.0242
2190	1.0561	1.0536	1.0578	1.0180	1.0212	1.0201
2555	1.0562	1.0525	1.0569	1.0148	1.0154	1.0155
2920	1.0560	1.0505	1.0564	1.0104	1.0124	1.0115
3285	1.0548	1.0499	1.0553	1.0061	1.0087	1.0080
3650	1.0546	1.0497	1.0544	--	--	--

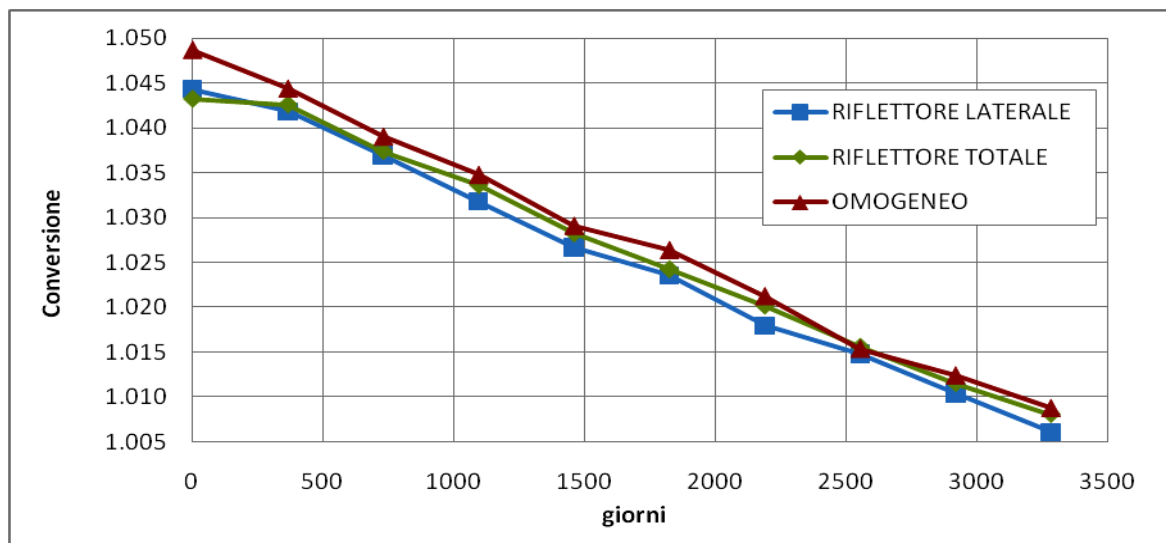


Figura 2.9) confronto tra i fattori di Conversione per il reattore omogeneo(rosso), omogeneo riflesso lateralmente (blu) e l'omogeneo riflesso totalmente(verde) in 10 anni

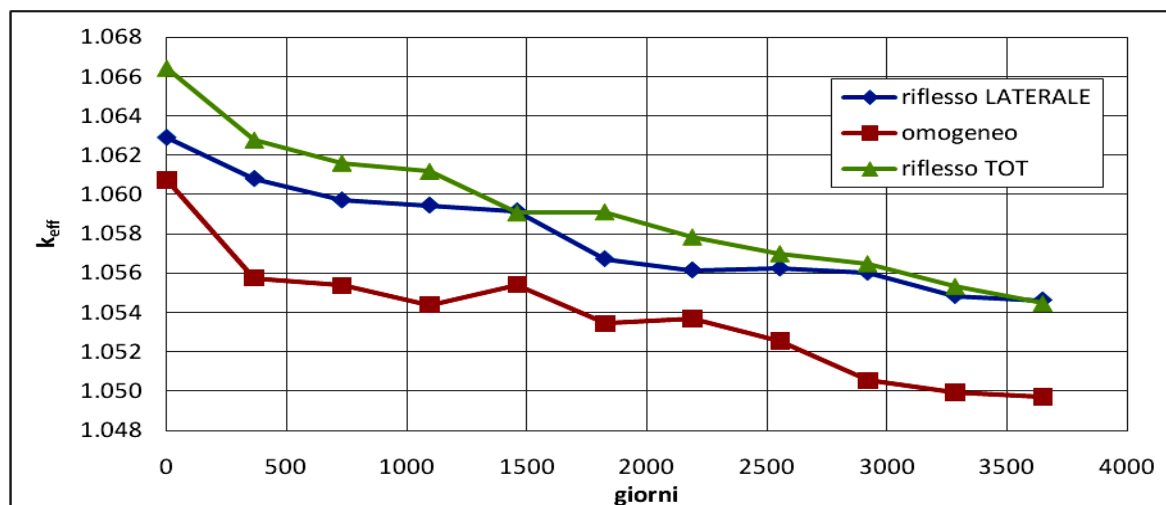


Figura 2.10) confronto tra i fattori di moltiplicazione per il reattore omogeneo(rosso), omogeneo riflesso lateralmente (blu) e l'omogeneo riflesso totalmente(verde) in 10 anni

Come per il reattore omogeneo, per completezza e per concludere la trattazione sulla struttura riflessa, viene eseguita l'analisi del fattore di conversione e del fattore di moltiplicazione sulla miscela costituita da 77mol% LiF - 20mol% ThF₄ - 3mol% UF₄, sempre per un periodo di 10 anni.

I risultati sono riportati nella Tabella 2.5.

Tabella 2.5) confronto tra i valori del fattore di conversione e di moltiplicazione per la configurazione omogenea (rosso) ed omogenea riflessa lateralmente (blu) in 10 anni per la miscela 77mol% LiF - 20mol% ThF₄ - 3mol% UF₄

Time [days]	CONVERSIONE Riflesso Laterale	k _{eff} Riflesso Laterale	CONVERSIONE Omogeneo	k _{eff} Omogeneo
0	0.9160	1.1381	0.9160	1.1333
365	0.9152	1.1342	0.9151	1.1278
730	0.9149	1.1309	0.9147	1.1267
1095	0.9144	1.1276	0.9142	1.1261
1460	0.9134	1.1270	0.9131	1.1212
1825	0.9137	1.1239	0.9134	1.1189
2190	0.9136	1.1204	0.9133	1.1147
2555	0.9124	1.1156	0.9120	1.1129
2920	0.9118	1.1144	0.9113	1.1106
3285	0.9115	1.1120	0.9110	1.1089
3650	--	1.1089	--	1.1049

Si osserva in Figura 2.11 e Figura 2.12 che, come nella miscela critica, il fattore di moltiplicazione, riflettendo, aumenta ma che a differenza della miscela critica il valore di conversione aumenta anch'esso.

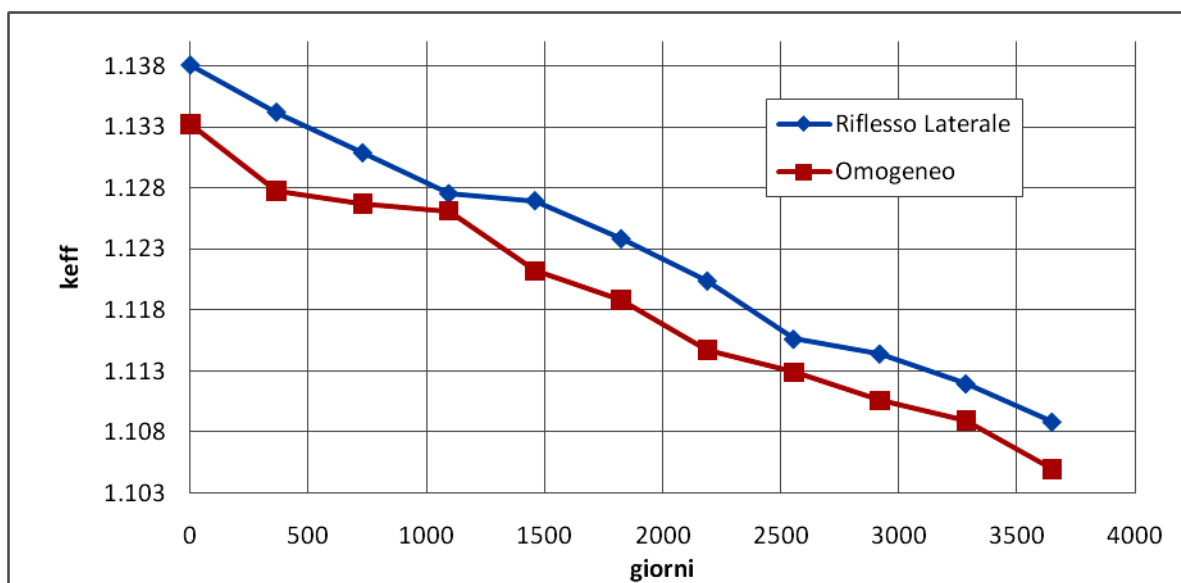


Figura 2.11) Confronto tra gli andamenti del fattore di moltiplicazione nel caso di configurazione omogenea (rosso) ed omogenea riflessa lateralmente (blu) in 10 anni per la miscela 77mol% LiF - 20mol% ThF₄ - 3mol% UF₄

Questo risultato è giustificato dal fatto che il fattore di conversione per la seconda miscela è minore di 1;

l'effetto di diminuzione delle fughe risulta più importante rispetto all'effetto di termalizzazione del flusso neutronico (infatti l'energia media del flusso neutronico, per questa seconda miscela, passa dai 42.3 keV del reattore omogeneo ai 41.8 keV del riflesso) e quindi un maggior numero di neutroni vengono catturati dal Torio che si converte in ^{233}U .

Nel caso della miscela critica invece l'effetto totale, nel passaggio da omogeneo a riflesso, è predominante per l'effetto di termalizzazione.

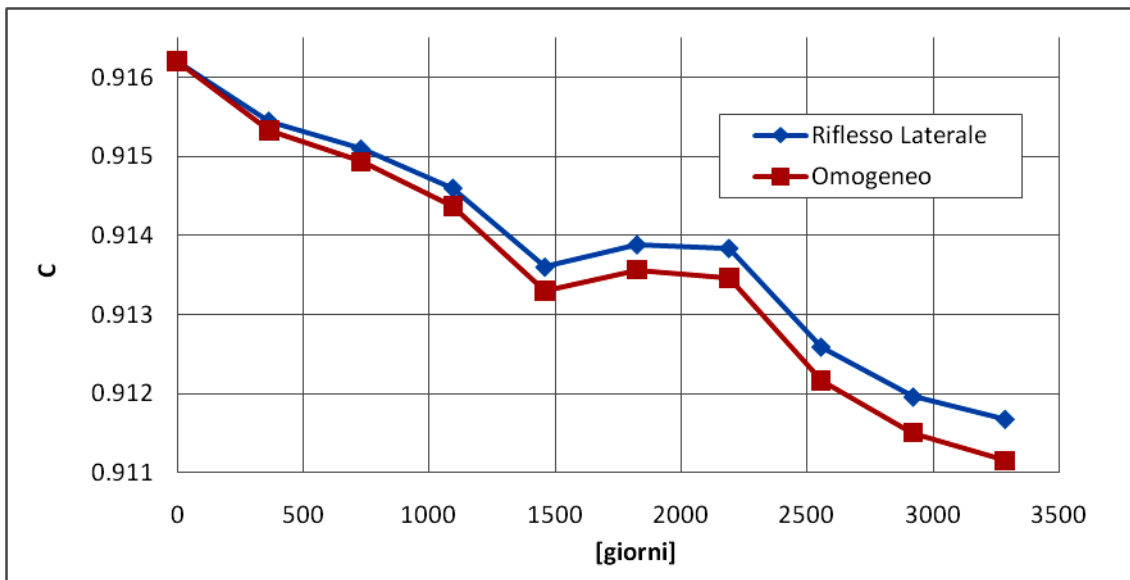


Figura 2.12) Confronto tra gli andamenti del fattore di conversione nel caso di configurazione omogenea (rosso) ed omogenea riflessa lateralmente (blu) in 10 anni per la miscela 77mol% LiF - 20mol% ThF₄ - 3mol% UF₄

Dato che sia nel caso di reattore omogeneo, che nel caso di reattore omogeneo riflesso totale, la miscela risulta critica e con un fattore di conversione superiore ad uno, è possibile continuare lo studio con la progettazione del reattore attraversato da canali.

Capitolo 3 Dimensionamento del reattore obiettivo

3.1 Lo Scambio Termico

Come già detto, negli attuali MSR, circa un terzo del volume totale di sale fuso circola fuori dal reattore, con il vantaggio di eliminare i problemi di inventory del combustibile, ma spostando tutti i problemi di sicurezza d'impianto nella zona esterna.

Partendo dall'idea di mantenere il sale con combustibile confinato, si è pensato di creare una nuova struttura costituita da un vessel con sale fuso e combustibile in circolazione naturale, attraversato da canali verticali, nei quali scorre il sale fuso termovettore, in circolazione forzata, che realizza lo scambio termico.

Il combustibile che viene utilizzato è sempre il sale formato da 77.5 mol% di fluoruro di Litio e 22.5 mol% di tetrafluoruro di Torio ed Uranio le cui percentuali saranno investigate nella prossima sezione.

Per i risultati presentati nel capitolo precedente si è deciso di riflettere il vessel totalmente con due strati di riflettore, uno da 10 cm di NaCl-KCl-MgCl₂ ed uno da 60 cm di grafite.

Per il vessel, il divisore tra i sali, il contenitore esterno ed i canali, data l'alta corrosività tipica dei cloruri si è deciso di utilizzare una lega di acciaio inossidabile che avesse sia delle buone performance

sottoposto ad irraggiamento che una buona resistenza

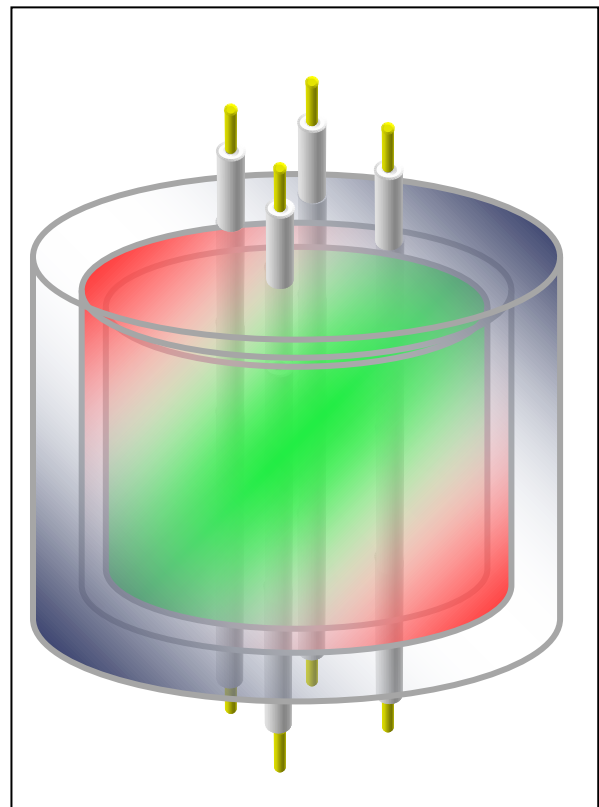


Figura 3.1) Schema rappresentativo del reattore obiettivo

alla corrosione; la scelta è ricaduta sull'acciaio

inossidabile ferritico HT9, costituito da 12.6803 mol% Cr - 0.5751 mol% Mo - 0.5641 mol% Ni - 0.6026 mol% Mn - 0.1561 mol% W - 0.7465 mol% Si - 0.3249 mol% V - 0.9187 mol% C - 83.4318 mol% Fe e noto per le sue buone proprietà di resistenza allo sforzo, alla corrosione ed allo swelling [23].

Si osservi la Figura 3.1: il cilindro verde rappresenta il sale fuso con combustibile in circolazione naturale, quello rosso il primo strato di riflettore di sale, quello blu il secondo strato di riflettore di grafite, la parte grigia ed i contorni grigi rappresentano rispettivamente i canali e i contenitori di acciaio, e la parte gialla rappresenta il sale fuso termovettore.

Si ricorda che gli obiettivi per questo reattore sono:

1. Che sia un Breeder.
2. Che il combustibile sia confinato e a bassa pressione.
3. Che l'assenza di un riprocessamento immediato non infici il raggiungimento del breeding.

Per dare un dimensionamento iniziale al reattore si procede con l'analisi di scambio termico con il metodo della differenza di temperatura media logaritmica.

Si ricordano le caratteristiche che erano state imposte nel capitolo 1:

- Potenza termica: $P_{th} = 1000 \text{ MWth}$
- Densità di potenza: $\dot{Q} = 25 \text{ kW/l}$
- Geometria cilindrica

e si ripresentano le grandezze già definite e le proprietà dei sali finora utilizzati che permangono anche in questa nuova configurazione:

Tabella 3.1: Dati di partenza

$T_{\text{operazione}}$	630	[°C]
$T_{\text{melting,NaCl-KCl-MgCl}_2}$	396	[°C]
$T_{\text{boiling,NaCl-KCl-MgCl}_2}$	2500	[°C]
$T_{\text{melting,LiF-(U-Th)F}_4}$	550	[°C]
H_{reattore}	370.6	[cm]
Spessore Riflettore_{sale}	10	[cm]
Spessore Riflettore_{grafite}	60	[cm]

Sono imposti anche gli spessori dei tre contenitori (vessel, divisore tra i riflettori e contenimento esterno), le dimensioni dei canali (raggio r e spessore del canale) e la loro reciproca distanza:

Tabella 3.2: Dati imposti

S_{VESSEL}	2	[cm]
r_{TUBO}	1	[cm]
S_{tubo}	0.2	[cm]
$S_{\text{DIVISORE sale/grafite}}$	2	[cm]

$S_{\text{contenimento ESTERNO}}$	2	[cm]
spazio tra due tubi	1	[cm]

Le grandezze appena introdotte sono frutto di un'ottimizzazione legata ai risultati dell'analisi di scambio termico che si sta per presentare.

Il procedimento per strutturare il reattore parte dalla determinazione del numero di canali necessari a dare una potenza di 1000 MWth e che saranno pari a:

[EQ. 3.1]

$$n^{\circ} \text{canali} = \frac{P_{th}}{P_i}$$

Dove P_i è la potenza di singolo canale; tale grandezza è data da:

[EQ. 3.2]

$$P_i = G \cdot C_p \cdot \pi \cdot r_{\text{tubo}}^2 \cdot \Delta T$$

in cui G è la portata massica specifica [$\text{kg}/\text{m}^2\text{s}$], C_p è il calore specifico, r_{tubo} è il raggio interno del canale e ΔT è la variazione di temperatura desiderata tra ingresso e uscita del canale; tutte queste grandezze sono ovviamente riferite al sale termovettore.

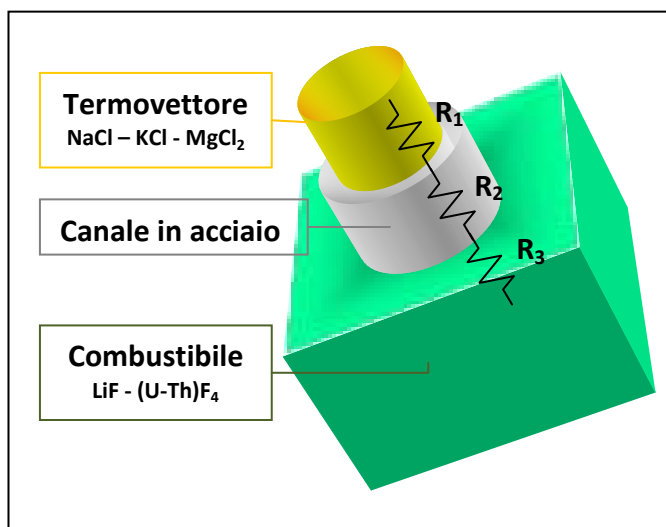


Figura 3.2) schema di riferimento per un singolo canale

La potenza P_i è altresì uguale a:

[EQ. 3.3]

$$P_i = U_{\text{tot}} \cdot H \cdot \Delta T'$$

In cui U_{tot} è il coefficiente di scambio globale tra l'interno e l'esterno del canale, calcolato con le tre resistenze equivalenti rappresentate in Figura 3.2, H è l'altezza del reattore e $\Delta T'$ è la temperatura media logaritmica.

Le tre resistenze R_1 , R_2 ed R_3 , sono rispettivamente la resistenza equivalente del fluido termovettore in circolazione forzata,

quella del canale di acciaio e quella del sale combustibile in circolazione naturale. Bisognerebbe tenere conto anche delle resistenze di fouling all'interfaccia termovettore-acciaio e acciaio-combustibile ma per questo primo calcolo, analizzando una situazione iniziale di tubi lisci, ancora privi di depositi e non corrosi, le due resistenze possono essere trascurate.

Il coefficiente di scambio termico U_{tot} è stato così calcolato:

[EQ. 3.4]

$$U_{tot} = \left[\frac{1}{R_1 + R_2 + R_3} \right] = \left[\frac{1}{2 \cdot \pi \cdot r_{in} \cdot h_{NaCl-KCl-MgCl_2}} + \frac{1}{2 \cdot \pi \cdot k \cdot \ln\left(\frac{r_{in} + s}{r_{in}}\right)} + \frac{1}{2 \cdot \pi \cdot (r_{in} + s) \cdot h_{LiF-(Th-U)F_4}} \right]^{-1}$$

In cui r_{in} è il raggio interno del canale, s è lo spessore del canale, k è la conduttività dell'acciaio, $h_{NaCl-KCl-MgCl_2}$ è il coefficiente di scambio termico del termovettore e $h_{LiF-(Th-U)F_4}$ quello del combustibile.

Il coefficiente di scambio termico $h_{NaCl-KCl-MgCl_2}$ è stato ricavato dalla definizione del numero di Nusselt (Nu):

[EQ. 3.5]

$$Nu = \frac{h_{NaCl-KCl-MgCl_2} D_{eq}}{k_{NaCl-KCl-MgCl_2}}$$

In cui D_{eq} è il diametro equivalente della geometria di riferimento (in questo caso l'esatto diametro del canale) e k è la conduttività del termovettore.

Trovandosi il termovettore in circolazione forzata, per determinare il regime di moto del fluido, e quindi l'espressione di Nusselt più adatta, è necessario calcolare i numeri di Reynolds (Re) e Prandtl (Pr).

Il numero di Reynolds misura il rapporto tra la forza d'inerzia e le forze viscosse ed è proporzionale alla densità, alla velocità ed al diametro idraulico del fluido, ed inversamente proporzionale alla sua viscosità dinamica:

[EQ. 3.6]

$$Re = \frac{\rho \cdot v \cdot D}{\mu}$$

Il numero di Prandtl misura il rapporto tra la diffusività molecolare della quantità di moto e la diffusività termica ed è direttamente proporzionale al prodotto del calore specifico del fluido per la viscosità dinamica ed inversamente alla sua conduttività:

[EQ. 3.7]

$$Pr = \frac{C_p \cdot \mu}{k}$$

Per il caso del sale termovettore, NaCl – KCl – MgCl₂, riprendendo le proprietà presentate in Tabella 2.1, i numeri di Pr e Re che si trovano sono:

Tabella 3.3: numeri di Re e Pr per il termovettore

Re	28818.4438
Pr	8.9330

pertanto il regime risulta laminare e l'espressione che è stata utilizzata per determinare il numero di Nu è quella di Gnielinski (1976) [14] riportata nella [EQ. 3.8]:

[EQ. 3.8]

$$Nu = 0.0214 \cdot (Re^{0.8} - 100) \cdot Pr^{0.4}$$

Il numero di Nu risulta pari a 184.772 ed il coefficiente di scambio termico conseguente $h_{NaCl-KCl-MgCl_2}$ è di 3603.06 [W/(m²K)]

Per quanto riguarda il coefficiente di scambio termico $h_{LiF-(U-Th)F_4}$ lato combustibile, si ricorda che in questo caso la circolazione del sale non è forzata ma naturale. Di conseguenza i numeri cui si farà riferimento per determinare il regime del fluido sono ancora il numero di Prandtl ma al posto del numero di Reynolds si utilizzerà il numero di Grashof (Gr).

Anche in questo caso il valore del coefficiente di scambio termico si ricava dalla definizione del numero di Nusselt dell'[EQ. 3.5] ma, essendo il sale con combustibile esterno al tubo, il diametro equivalente è dato da:

[EQ. 3.9]

$$D_{eq} = 4 \frac{A_{flow}}{P_{heat}}$$

In cui A_{flow} è la superficie di flusso del sale combustibile, e P_{heat} è il perimetro di scambio di calore tra il combustibile e il metallo. In Figura 3.3 sono rappresentati A_{flow} , la superficie verde, e P_{heat} , il contorno

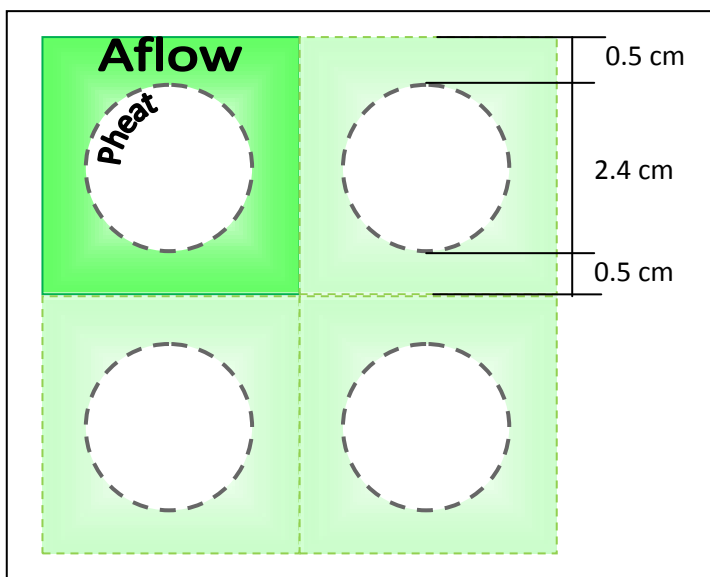


Figura 3.3) rappresentazione di P_{heat} e A_{flow} su di un canale

tratteggiato grigio, con riferimento ad un singolo canale.

Le dimensioni che sono state considerate per A_{flow} , sono di 3.4 cm che derivano dalla somma del diametro esterno del canale con metà della distanza tra canali per ogni lato.

Tornando al numero di Grashof, quest'ultimo misura gli effetti delle forze di galleggiamento rispetto agli effetti viscosi di un fluido, ed è dato da:

[EQ. 3.10]

$$Gr = \frac{\beta \cdot D_{eq}^3 \cdot g \cdot \Delta T}{\nu^2}$$

dove g è l'accelerazione di gravità, β è il coefficiente di espansione termica, ΔT è la differenza tra la temperatura del sale e della guaina e ν è la viscosità cinematica.

Le grandezze caratteristiche del sale combustibile sono presentate in Tabella 3.4 [19];

Tabella 3.4: Grandezze caratteristiche del sale con combustibile

	Espressioni funzione della T		
T_{fusione}		841	K
$\rho_{\text{LiF-ThF}_4}$	$5543 - 1.25 \cdot T_{\text{operazione}}$	4414.062	[kg/m ³]
$\eta_{\text{LiF-ThF}_4}$	$0.365 \cdot e^{2735 \cdot T_{\text{operazione}}}$	7.541	mPa·s
$\nu_{\text{LiF-ThF}_4}$		1.708E-06	m ² /s
$C_{p,\text{LiF-ThF}_4}$		1000	[J/(kg·K)]
$\lambda_{\text{LiF-ThF}_4}$		1.5	[W/(mK)]
β		10 ⁻³	°C ⁻¹

In cui η è la viscosità dinamica, ν è la viscosità cinematica, λ è la conducibilità termica e β è il coefficiente di espansione termica.

La letteratura non fornisce molti dati sperimentali sulle proprietà termodinamiche di questi composti, e non ce ne sono sulla miscela di combustibile 77.5 mol% LiF -22.5 mol% (U-Th)F₄ utilizzata nella trattazione. Pertanto le suddette grandezze sono state ricavate prendendo a riferimento il sistema 78 mol% LiF- 22 mol% ThF₄ in confronto con il sistema 78 mol% LiF- 22 mol% UF₄.

Si è osservato (Benes, Konings) che nel passaggio da un sistema all'altro, le grandezze caratteristiche di Tabella 3.4 non variano eccessivamente; di conseguenza si ritiene che il sistema 78 mol% LiF- 22 mol% ThF₄ dia dei valori delle proprietà termodinamiche del sale che ben approssimano quelli reali del sistema 77.5 mol% LiF -22.5 mol% (U-Th)F₄.

Il numero di Prandtl che deriva dai dati di Tabella 3.4 è 5.027 e quello di Gr è 1.936E+07.

Considerando l'alta temperatura a cui si trova il combustibile, l'incertezza sui valori delle grandezze di Tabella 3.4, la distanza tra due canali e la differenza di temperatura tra sale con combustibile e termovettore si ritiene che l'espressione più appropriata per il numero di Nusselt sia quella di Eckert in regime turbolento, riportata in [EQ. 3.11] .

[EQ. 3.11]

$$Nu = 0.0246 \cdot (Gr \cdot Pr)^{2/5} \cdot \left[\frac{Pr^{1/6}}{1 + 0.494 \cdot Pr^{2/3}} \right]^{1/5}$$

Cui consegue un valore di $h_{\text{LiF-(U-Th)F}_4}$ di 1457 [W/(m²K)].

Ritornando all'[EQ. 3.4] il valore finale del coefficiente di scambio termico totale U è uguale a 64.70 [W/K]. Da questo valore è possibile determinare la temperatura media logaritmica che permette di ricavare quella d'ingresso e di uscita della miscela di cloruri in canale; infatti si ha:

[EQ. 3.12]

$$\Delta T' = \frac{(T_{comb} - T_{bulk,2}) - (T_{comb} - T_{bulk,1})}{\ln \frac{(T_{comb} - T_{bulk,2})}{(T_{comb} - T_{bulk,1})}}$$

In cui T_{comb} è la temperatura del combustibile, $T_{bulk,1}$ è quella del termovettore in ingresso e $T_{bulk,2}$, quella del termovettore in uscita e ΔT è sempre il salto di temperatura tra ingresso e uscita del sale termovettore. Esprimendo $T_{bulk,2}$ come $T_{bulk,1} + \Delta T$ si ottiene:

[EQ. 3.13]

$$\Delta T' = \frac{(T_{comb} - T_{bulk,1} - \Delta T) - (T_{comb} - T_{bulk,1})}{\ln \frac{(T_{comb} - T_{bulk,1} - \Delta T)}{(T_{comb} - T_{bulk,1})}}$$

Da cui si ricava la temperatura d'ingresso al canale e quella di uscita del sale di cloruri:

[EQ. 3.14]

$$T_{bulk,1} = T_{comb} - \frac{\Delta T}{1 - e^{-\frac{\Delta T}{\Delta T'}}}$$

$$T_{bulk,2} = T_{bulk,1} + \Delta T$$

Uno schema in cui sono riportate tutte le grandezze è presentato in Figura 3.4.

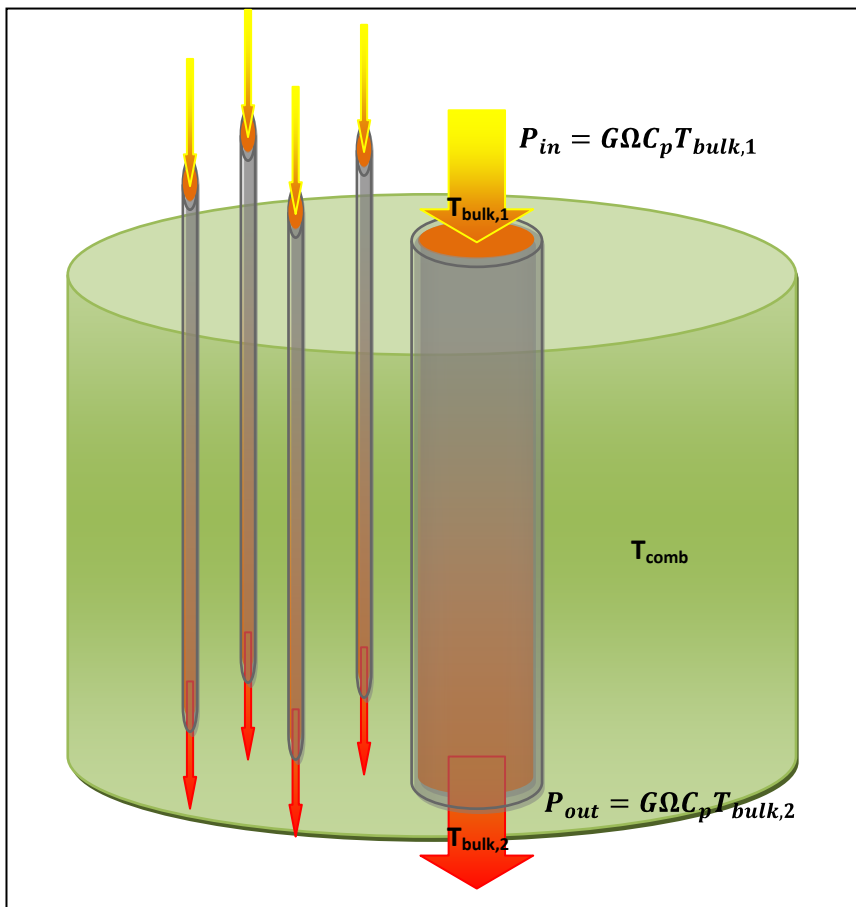


Figura 3.4) Schema del reattore in progetto con riportate tutte le grandezze in uso.

Le uniche grandezze che restano da stabilire sono la portata massica superficiale G e la variazione di temperatura tra ingresso e uscita del sale.

A seguito della ricerca di congruenza tra dati imposti e risultati ottenuti, si è deciso di costruire un sistema praticamente isoterma con un ΔT ingresso-uscita di 30°C ed una G di $5000 \text{ [kg/(m}^2\text{s)]}$.

In Tabella 3.5 sono riassunti i dati ed i risultati della configurazione da noi ritenuta di ottimo:

Tabella 3.5: Dati e Risultati per la configurazione da noi ritenuta di ottimo

DATI			RISULTATI	
$T_{\text{operazione}}$	630	$[\text{}^\circ\text{C}]$	$\Omega \text{ [cm}^2\text{]}$	3.1415
$T_{\text{m,NaCl-KCl-MgCl}_2}$	396	$[\text{}^\circ\text{C}]$	$P_i \text{ [kW]}$	47.312
$T_{\text{b,NaCl-KCl-MgCl}_2}$	2500	$[\text{}^\circ\text{C}]$	$n^\circ \text{ tubi}$	21136.1462
$T_{\text{m,LiF-(U-Th)F}_4}$	550	$[\text{}^\circ\text{C}]$	$v_{\text{NaCl-KCl-MgCl}_2} \text{ [m/s]}$	2.6178
$T_{\text{comb,LiF-(U-Th)F}_4}$	1000	$[\text{}^\circ\text{C}]$	Re	28818.4438
P	1000	$[\text{MWth}]$	Pr	8.9330
h_{reattore}	370.6	$[\text{cm}]$	Nu	184.7726
r	1	$[\text{cm}]$	$h_{\text{NaCl-KCl-MgCl}_2} \text{ [W/(m}^2\text{K)]}$	3603.0648
s_{tubo}	0.2	$[\text{cm}]$	$h_{\text{tubo}} \text{ [W/(m}^2\text{K)]}$	7500
spazio tra due tubi	1	$[\text{cm}]$	$h_{\text{LiF(U-Th)F}_4} \text{ [W/(m}^2\text{K)]}$	1457
$spess_{\text{NaCl-KCl-MgCl}_2}$	20	$[\text{cm}]$	$H_{\text{reattore}} \cdot U_{\text{tot}} \text{ [W/K]}$	429.3462
$spess_{\text{grafite}}$	60	$[\text{cm}]$	$\Delta T_{\text{medioLNsale-sale}} \text{ [}^\circ\text{C]}$	110.1963
$spess_{\text{VESSEL}}$	2	$[\text{cm}]$	$T_{\text{bulk1,NaCl-KCl-MgCl}_2} \text{ [}^\circ\text{C]}$	504.1238
$spess_{\text{DIVISORE sale/grafite}}$	2	$[\text{cm}]$	$T_{\text{bulk2,NaCl-KCl-MgCl}_2} \text{ [}^\circ\text{C]}$	534.1238
$spess_{\text{contenimento ESTERNO}}$	2	$[\text{cm}]$	$S_{\text{orizzontale-tubi}} \text{ [m}^2\text{]}$	6.6401
G	5000	$[\text{kg/(m}^2\text{s)}]$	$S_{\text{orizzontale-reattore}} \text{ [m}^2\text{]}$	24.4333
$\Delta T = T_{\text{out}} - T_{\text{in}}$	30	$[\text{K}]$		

Se si fosse deciso di considerare una variazione di temperatura ingresso-uscita del sale termovettore di 300°C , per mantenere una densità di potenza di circa 25 [kW/l] , come stabilito nel paragrafo 1.4, si sarebbe dovuta imporre una portata superficiale di $50 \text{ [kg/(m}^2\text{s)]}$. Tale scelta si è rivelata irrealizzabile per i valori delle temperature di bulk.

Si riportano in Tabella 3.6 i risultati :

Tabella 3.6: Imponendo una variazione di temperatura ingresso uscita troppo alta si ottengono dei risultati illogici

DATI			RISULTATI	
$T_{\text{operazione}}$	630	$[\text{}^\circ\text{C}]$	$\Omega \text{ [cm}^2\text{]}$	3.141592654
$T_{\text{m,NaCl-KCl-MgCl}_2}$	396	$[\text{}^\circ\text{C}]$	$P_i \text{ [kW]}$	47.31238536
$T_{\text{b,NaCl-KCl-MgCl}_2}$	2500	$[\text{}^\circ\text{C}]$	$n^\circ \text{ tubi}$	21136.11462
$T_{\text{m,LiF-(U-Th)F}_4}$	550	$[\text{}^\circ\text{C}]$	$v_{\text{NaCl-KCl-MgCl}_2} \text{ [m/s]}$	0.2617

$T_{\text{comb,LiF-(U-Th)F4}}$	1000	[°C]	Re	2881.84438
P	1000	[MWth]	Pr	8.933025641
h_{reattore}	370.6	[cm]	Nu	24.96060477
r	1	[cm]	$h_{\text{NaCl-KCl-MgCl}_2}$ [W/(m ² K)]	486.731
s_{tubo}	0.2	[cm]	h_{tubo} [W/(m ² K)]	7500
spazio tra due tubi	1	[cm]	$h_{\text{LiF(U-Th)F4}}$ [W/(m ² K)]	1457
$\text{spess}_{\text{NaCl-KCl-MgCl}_2}$	20	[cm]	$H_{\text{reattore}} \cdot U_{\text{tot}}$ [W/K]	100.3579743
$\text{spess}_{\text{grafite}}$	60	[cm]	$\Delta T_{\text{mediolNsale-sale}}$ [°C]	0.471436233
$\text{spess}_{\text{VESSEL}}$	2	[cm]	$T_{\text{bulk1,NaCl-KCl-MgCl}_2}$ [°C]	700
$\text{spess}_{\text{DIVISORE sale/grafite}}$	2	[cm]	$T_{\text{bulk2,NaCl-KCl-MgCl}_2}$ [°C]	1000
$\text{spess}_{\text{contenimento ESTERNO}}$	2	[cm]	$S_{\text{orizzontale-tubi}}$ [m ²]	6.6401
G	500	[kg/(m ² s)]	$S_{\text{orizzontale-reattore}}$ [m ²]	24.433
$\Delta T = T_{\text{out}} - T_{\text{in}}$	300	[K]		

Le temperature di bulk sono più alte della temperatura di operazione del combustibile. Evidentemente ci si trova in una situazione contraddittoria.

3.2 Perdite di Carico

Il sistema presentato non è pressurizzato e quindi la pressione del fluido termovettore all'interno del canale e del sale combustibile fuori dal canale, è uguale. L'unico fattore che può determinare una variazione della condizione di partenza, a pressioni paritarie, sono le perdite di carico.

Nell'analisi del moto dei fluidi in condotti è necessario determinare l'entità della resistenza al moto espressa dalla caduta di pressione nel senso del moto, ovvero della cosiddetta "perdita di carico" distribuita lungo il condotto. Il moto sviluppato da un fluido incomprimibile in un canale a sezione costante di lunghezza L è caratterizzato da una caduta di pressione per attrito, o perdita di carico distribuita data da:

[EQ. 3.15]

$$\Delta p_{\text{friction}} = \left(\frac{L}{D_{\text{eq}}} \right) \rho \cdot \overline{u}_z^2 \cdot f_{\text{fanning}}$$

In cui ρ è la densità del fluido, \overline{u}_z è la velocità media in canale e f_{fanning} è il fattore di attrito, cioè un coefficiente semiempirico relativo alle perdite di carico distribuite in un condotto.

Il fattore di Fanning per un valore di Re tra [2100;10⁵], che è il caso in questione come visibile in Tabella 3.5, viene calcolato con l'equazione di Blasius riportata in [EQ. 3.16]:

[EQ. 3.16]

$$f_{\text{fanning}} = 0.0791 \cdot Re^{-0.25}$$

che porta ai seguenti risultati:

Tabella 3.7: fattore di fanning e perdite di carico per attrito

f_{fanning}	0.00607	
$\Delta p_{\text{friction}}$	2.945E+04	Pa

Canali d'acciaio sopportano sforzi di quest'entità senza problemi.

Poiché questa tesi è un'analisi preliminare che ha come obiettivo quello di impostare una solida progettazione di base per il reattore in questione, ma non di eviscerare nel profondo tutti gli aspetti che sono collegati al design concettuale in progetto, la trattazione effettuata sulle perdite di carico si ritiene sufficiente per l'analisi preliminare in atto e non richiede ulteriore attenzione.

Capitolo 4 Il Reattore Eterogeneo

4.1 Dimensionamento finale

Effettuata l'analisi di scambio termico il reattore risulta quasi del tutto dimensionato. L'ultimo passaggio per una sua completa definizione, per poter così procedere con l'analisi neutronica, risulta la determinazione del raggio del reattore e dei volumi di sale con combustibile e sale termovettore dai dati finora fissati, che sono riportati in Tabella 4.1:

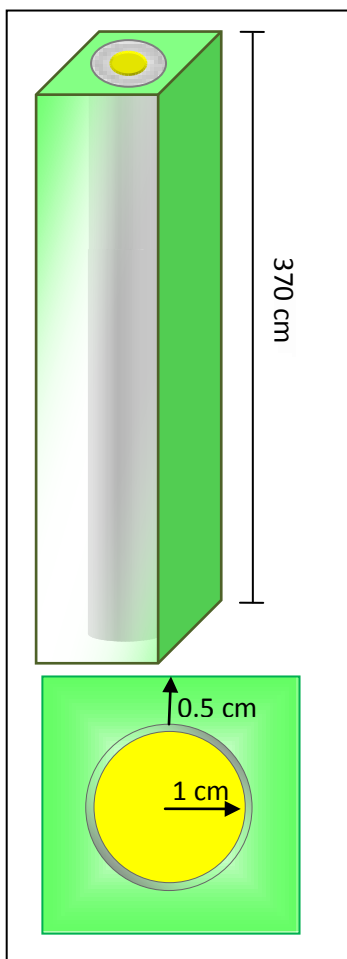
Tabella 4.1: dati iniziali fissati con le analisi neutronica e di scambio termico finora condotte

P	1000	[MWth]
T_{operazione}	630	[°C]
T_{melting,NaCl-KCl-MgCl2}	396	[°C]
T_{boiling,NaCl-KCl-MgCl2}	2500	[°C]
T_{melting,LiF-(U-Th)F4}	550	[°C]
H_{reattore}	370.6	[cm]
Spessore Riflettore_{sale}	10	[cm]
Spessore Riflettore_{grafite}	60	[cm]
spess_{VESSEL}	2	[cm]
Raggio_{TUBO}	1	[cm]
spessore_{tubo}	0.2	[cm]
spessore_{DIVISORE sale/grafite}	2	[cm]
spess_{contenimento ESTERNO}	2	[cm]
G	5000	[kg/(m ² s)]
ΔT= T_{out}-T_{in}	30	[K]
spazio tra due tubi	1	[cm]

Da questi valori si possono determinare le concentrazioni atomiche dei singoli materiali utilizzati, che saranno poi introdotte nel codice Monte Carlo per l'analisi neutronica.

Dal volume occupato dai sali e dall'acciaio in un canale si può risalire alle dimensioni totali del reattore, ed al suo completo dimensionamento. Chiaramente è necessario definire con precisione l'elemento geometrico che verrà preso a riferimento, e che inoltre coinciderà con la cella geometrica elementare introdotta in MCNP.

In Figura 4.1 è rappresentata la cella elementare costituita da un canale di acciaio di 1 cm di raggio, 0.2 cm di spessore e 370 cm di lunghezza (l'altezza del reattore omogeneo), all'interno del quale si ha il termovettore (giallo); il tutto è immerso in un parallelepipedo (verde), cioè il sale con combustibile, di 3.4



cm di lato (metà della distanza tra canali per lato più il diametro esterno del canale) e 370 cm di lunghezza. Dall'analisi di scambio termico effettuata nel capitolo precedente, si erano ottenuti, per la configurazione ritenuta di ottimo, un numero di canali pari a 21136. Di conseguenza il prodotto tra la superficie orizzontale di una cella ed il numero di canali sarà uguale a quella del reattore, da cui se ne può determinare il raggio come riportato nell'[EQ. 4.1]:

[EQ. 4.1]

$$R_{reattore} = \sqrt{\frac{l_{cella}^2 \cdot n^{\circ}tubi}{\pi}} = 2.78 \text{ m}$$

Il volume di sale con combustibile è di 55.11 m³ ed il volume di sale di cloruri in reattore è di circa 6 m³; pertanto, dalle densità dei vari materiali, è possibile ricavare le concentrazioni in [atomi/(b-cm)] (come nel Capitolo 1) necessarie al calcolo in MCNP.

L'analisi neutronica sarà condotta solo su un periodo di 10 anni con step di un anno, in modo da avere un andamento a lunga durata.

Da quanto calcolato la configurazione finale, che viene poi introdotta in MCNP e su cui si basano i calcoli di neutronica e conversione, è la seguente:

Miscela critica costituita da 77.5 mol% LiF + 19.9125 mol% ThF₄ + 2.5875

mol % ²³³UF₄ ed ipotizzata ad una temperatura omogenea e costante di 630 °C

- Potenza termica per singolo canale di 47.3 kW
- 21136 canali di acciaio HT9 con 2 cm di diametro e 0.2 cm di spessore e con una distanza intracanalica di 3.4 cm
- Termovettore costituito da 30 mol% NaCl – 20 mol% KCl – 50 mol% MgCl₂
- Contenimento del reattore di HT9 di 2cm di spessore

- Due strati di riflettore che circondano il reattore di cui il primo di sale di cloruri, come il termovettore, ed il secondo di grafite, con uno spessore rispettivamente di 10 cm e 60 cm, separati da un contenitore di acciaio di 2 cm.

In Figura 4.2 e Figura 4.3 è presentata la geometria del reattore introdotta in MCNP. Colorato di viola è il sale con combustibile, in blu il sale termovettore, in giallo l'acciaio ed in verde la grafite.

La rappresentazione grafica dell'input Monte Carlo è rimandata in Appendice 1. L'analisi neutronica parte dalla configurazione appena presentata.

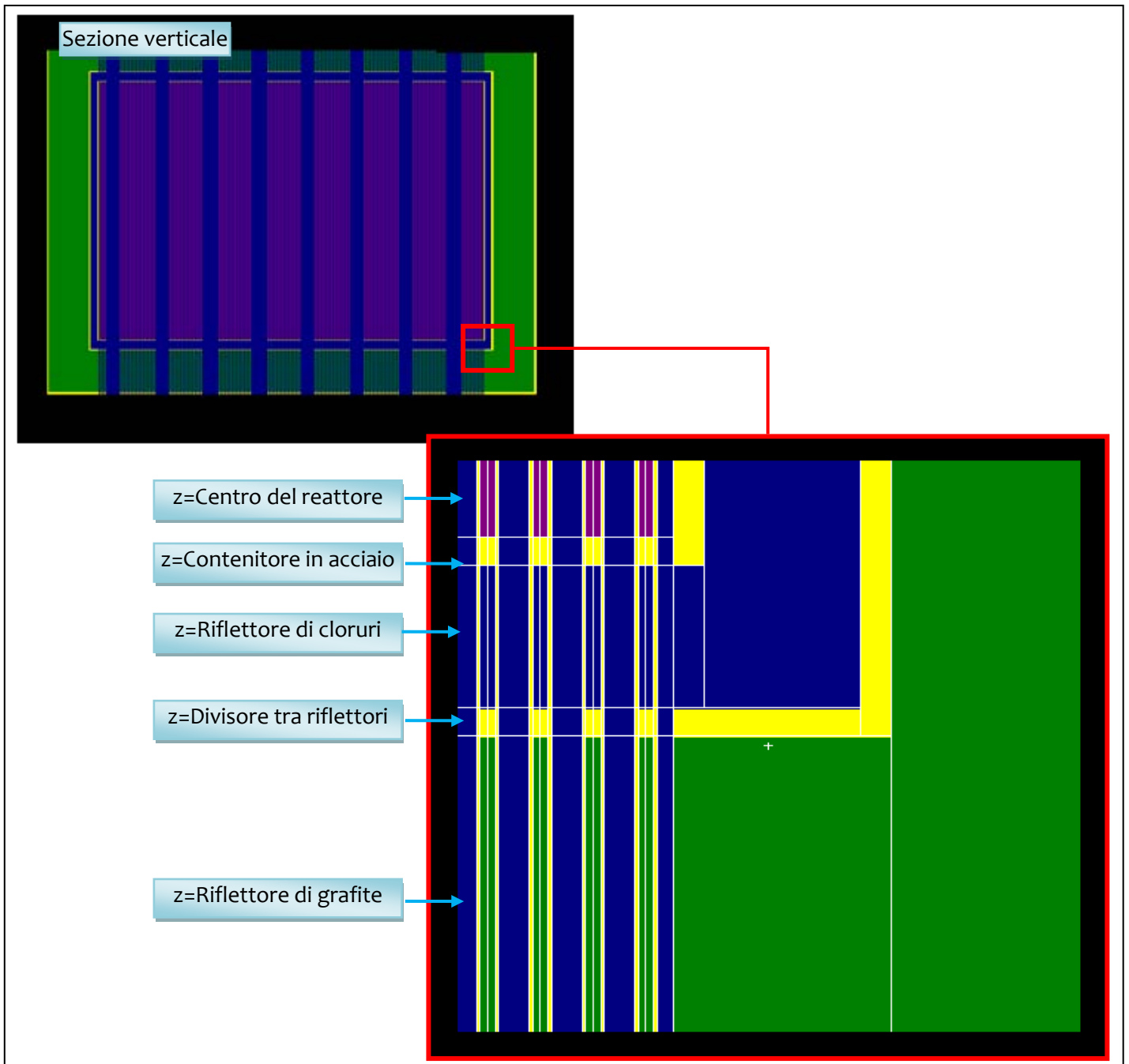


Figura 4.2) Geometria inserita in MCNP. Sezione verticale. Le parti viola rappresentano il sale con combustibile, quelle gialle l'Hastelloy, quelle blu il sale di cloruri e quelle verdi la grafite. Con z si rappresenta la coordinata spaziale che specifica le diverse zone del reattore.

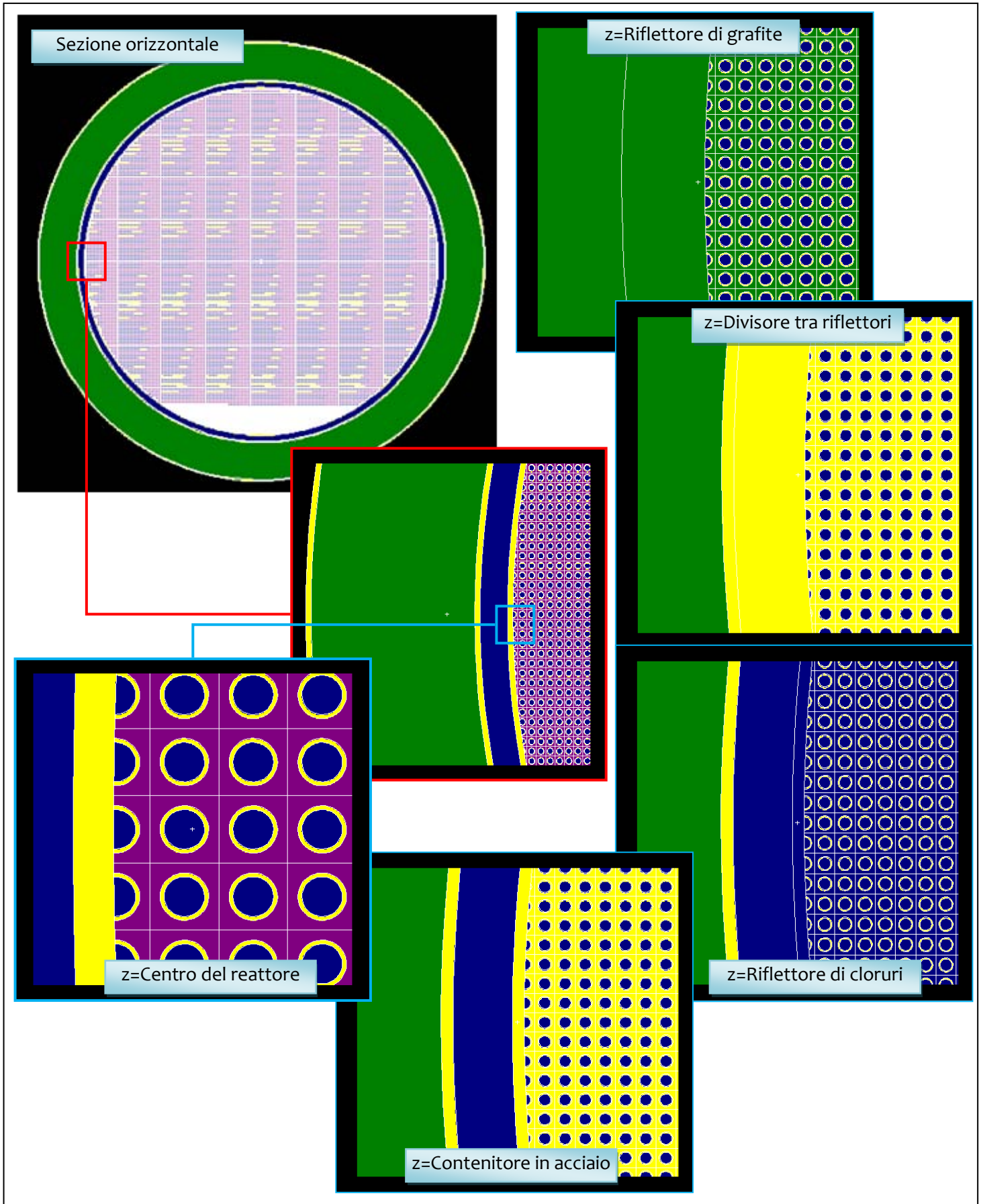


Figura 4.3) Geometria inserita in MCNP. Sezione orizzontale. Le parti viola rappresentano il sale con combustibile, quelle gialle l'Hastelloy, quelle blu il sale di cloruri e quelle verdi la grafite. Con z si rappresenta la coordinata spaziale che specifica le diverse zone del reattore.

4.1.1 Configurazione critica dell'omogeneo: 10 anni di funzionamento con step di 1 anno

Utilizzando la miscela che risultava critica e fertile nel reattore omogeneo, e che si ricorda essere formata da 77.5 mol% LiF + 19.9125 mol% ThF₄ + 2.5875 mol % ²³³UF₄, i risultati ottenuti con il codice presentato in Appendice 1 hanno evidenziato gli andamenti del fattore di moltiplicazione e del fattore di conversione, riportati in Tabella 4.2 e Figura 4.4, per un periodo di 10 anni:

Tabella 4.2: Valori di Burnup, k_{eff} e C in 10 anni di funzionamento

Time [days]	Burnup [MWD/t]	k _{eff}	C
0	0.00E+00	0.9510	1.0915
365	2.69E+03	0.9512	1.0866
730	5.39E+03	0.9503	1.0822
1095	8.08E+03	0.9506	1.0761
1460	1.08E+04	0.9513	1.0705
1825	1.35E+04	0.9515	1.0664
2190	1.62E+04	0.9506	1.0609
2555	1.89E+04	0.9514	1.0572
2920	2.16E+04	0.9517	1.0522
3285	2.42E+04	0.9530	1.0486
3650	2.69E+04	0.9534	--

Risulta piuttosto evidente che questa configurazione non è plausibile in quanto il reattore è sottocritico. Il valore di energia media di flusso neutronico scende a 33.9 keV contro i 38 keV del reattore omogeneo

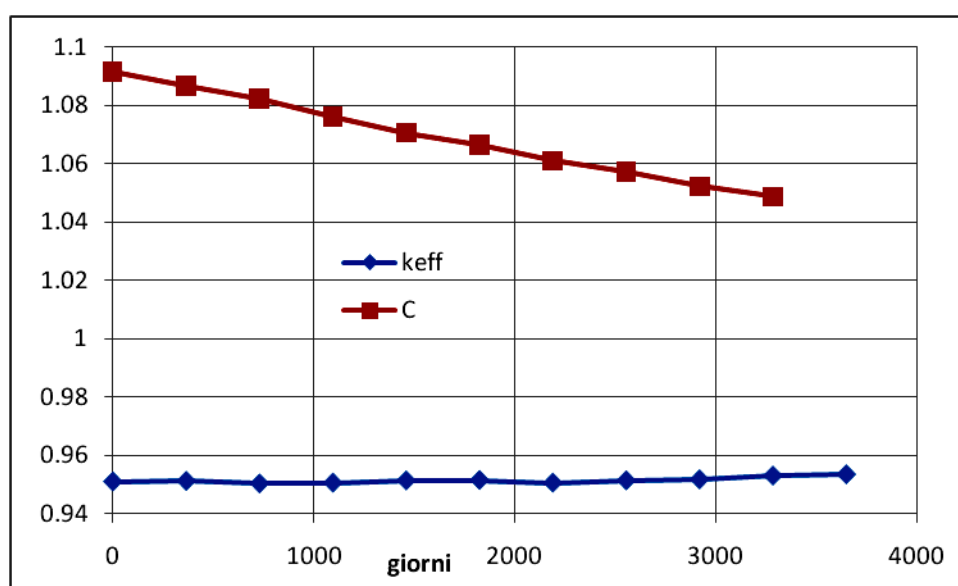


Figura 4.4) Andamento dei fattori k_{eff} e C per la stessa miscela del reattore omogeneo in 10 anni

riflesso. Questo abbassamento non è legato ad una termalizzazione del flusso ma è legato alle catture date dall'acciaio dei canali; infatti, se ci fosse stata una termalizzazione, il fattore di moltiplicazione non sarebbe stato così basso perché sarebbe aumentato notevolmente il numero delle fissioni.

Per riportare il sistema alla criticità è necessario aumentare la percentuale molare dell'uranio, abbassando le moli percentuali di ThF_4 e mantenendo invariate le moli percentuali di LiF ; la nuova miscela sarà quindi composta da 2.903 mol % di UF_4 , 19.597 mol% di ThF_4 e 77.5 mol% di LiF .

I risultati sono i seguenti:

Tabella 4.3: Valori di Burnup, k_{eff} e C in 10 anni di funzionamento

Time [days]	Burnup [MWD/t]	k_{eff}	C
0	0.00E+00	1.0181	0.9625
365	2.69E+03	1.0147	0.9632
730	5.39E+03	1.0150	0.9612
1095	8.08E+03	1.0125	0.9595
1460	1.08E+04	1.0129	0.9575
1825	1.35E+04	1.0110	0.9561
2190	1.62E+04	1.0097	0.9540
2555	1.89E+04	1.0075	0.9529
2920	2.16E+04	1.0066	0.9516
3285	2.42E+04	1.0053	0.9500
3650	2.69E+04	1.0046	--

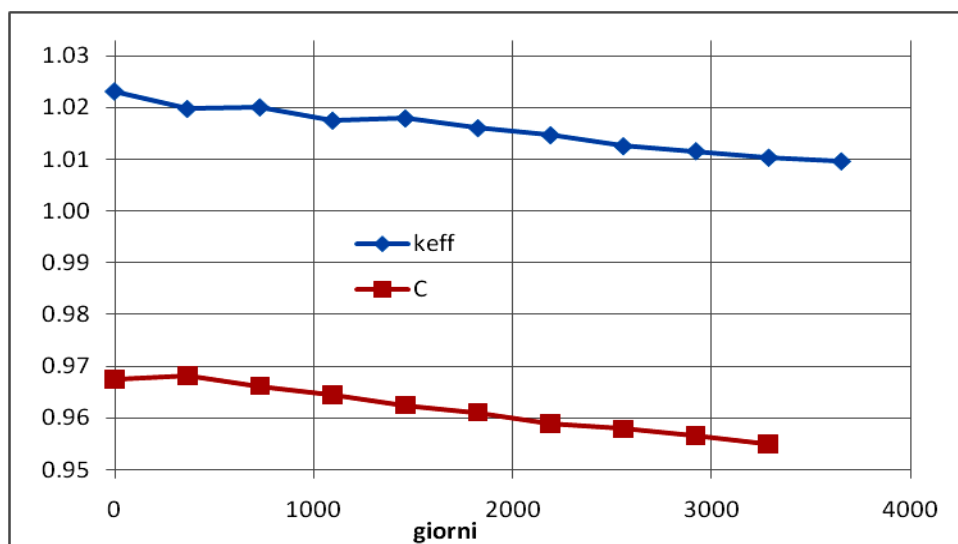


Figura 4.5) Andamento dei fattori k_{eff} e C in 10 anni

La situazione si è completamente invertita. Se in questa configurazione il reattore risulta sovracritico per 10 anni, il fattore di conversione non è più superiore a uno ma ben assestato su un valore di 0.95, che, sebbene sia un buon valore, fa di questo reattore un burner e non più un breeder.

Oltre a questi due casi presentati sono stati sottoposti ad analisi una serie di altre conformazioni di miscela, in cui si sono variate le tre percentuali molarie aumentando e diminuendo la concentrazione di Torio ed Uranio a seconda che il C o il k fossero minori di uno, con l'obiettivo di ottenerli entrambi maggiori.

Sono state variate tali percentuali anche diminuendo quella di LiF. L'unica cosa che è rimasta invariata è la configurazione geometrica del reattore. I risultati ottenuti sono sempre stati dello stesso tipo: se il reattore era critico, non era un breeder e se era un breeder, non era critico.

Tale comportamento è legato agli assorbimenti dell'acciaio; essendo composto di materiali che hanno per energie dell'ordine di 30-40 kev assorbimenti risonanti diventa difficile riuscire ad ottenere un breeder in assenza di riprocessamento on-line.

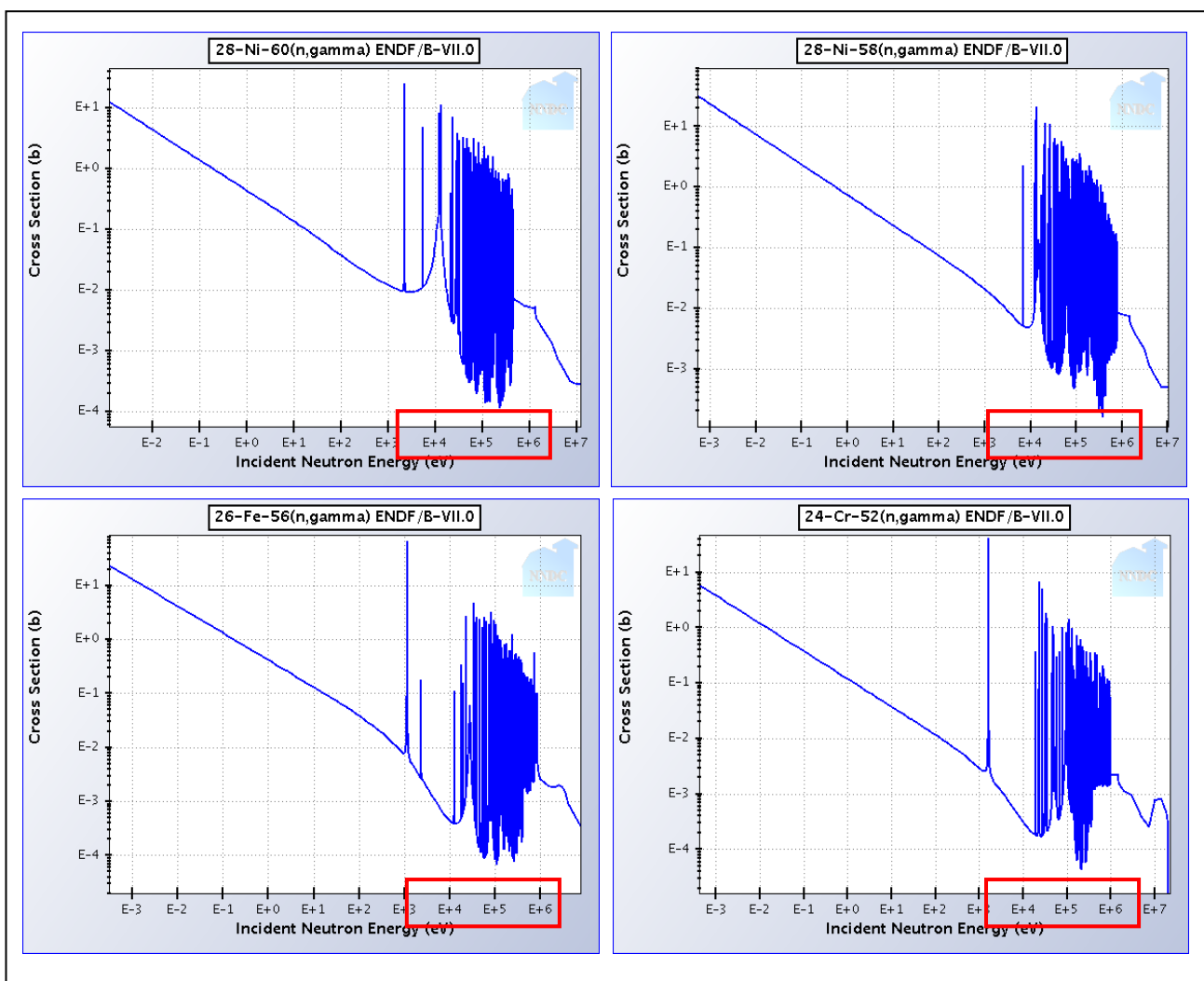


Figura 4.6) Sezioni d'urto microscopiche di cattura del Ni-58, Ni-60, Fe-56 e Cr-52, i principali elementi che costituiscono i canali.

Tra le diverse prove effettuate alla ricerca di una configurazione che desse un valore maggiore di uno sia per il fattore di moltiplicazione che per quello di conversione, è stata provata una configurazione con tubi in grafite al posto dei canali in acciaio.

Come primo calcolo di prova, per avere un'idea di massima degli eventuali cambiamenti, si è modificata la configurazione variando solamente il materiale dei canali, senza analisi di scambio termico, senza variazione di spessore dei canali.

La miscela di sale con combustibile utilizzata nel caso in questione era costituita da: 77.5 mol% LiF - 19.845 mol% ThF4 - 2.655 mol% UF4.

Si sono trovati i seguenti risultati:

Tabella 4.4: Valori di Burnup, k_{eff} e C in 10 anni di funzionamento

Time [days]	Burnup [MWD/t]	k_{eff}	C
0	0.00E+00	1.0155	1.0021
365	2.69E+03	1.0137	1.0007
730	5.39E+03	1.0116	0.9992
1095	8.08E+03	1.0087	0.9962
1460	1.08E+04	1.0086	0.9949
1825	1.35E+04	1.0077	0.9923
2190	1.62E+04	1.0057	0.9913
2555	1.89E+04	1.0039	0.9901
2920	2.16E+04	1.0025	0.9876
3285	2.42E+04	1.0005	0.9864
3650	2.69E+04	1.0001	--

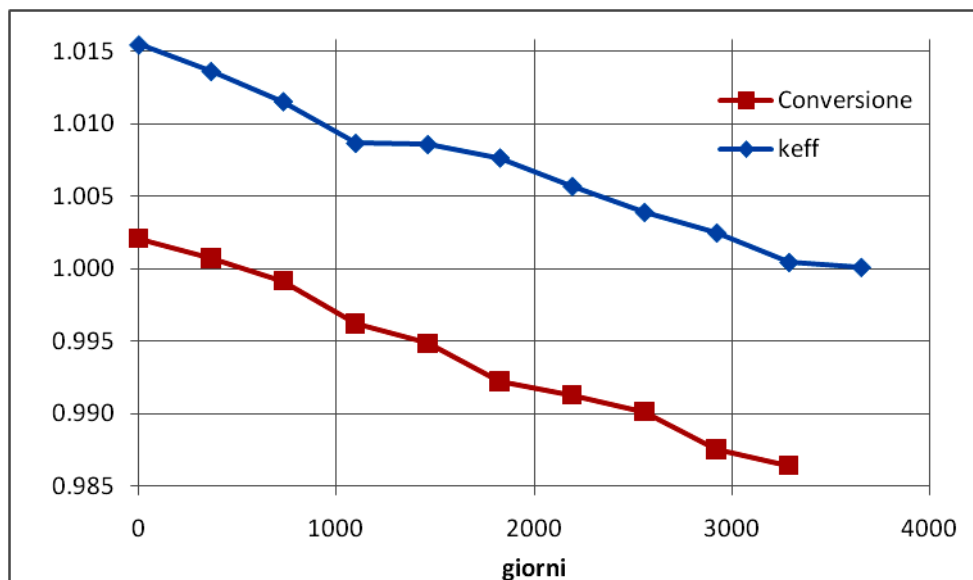


Figura 4.7) andamento di k e C per la miscela 77.5 mol% LiF + 19.845 mol% ThF4 + 2.655 mol% UF4 nella configurazione eterogenea con tubi in grafite.

Il valore medio di energia del flusso scende a 29.27 keV; l'effetto termalizzante della grafite è evidente, ma sono anche evidenti le conseguenze che ha nei confronti del fattore di conversione dell'Uranio-233 che raggiunge per i primi due anni circa, l'obiettivo di reattore breeder. La diminuzione dell'energia media di

flusso neutronico fa aumentare i valori delle sezioni d'urto che come valore complessivo riescono a dare nei primi anni un C maggiore di uno.

Il problema di questa configurazione è che tubi in grafite con due millimetri di spessore rischiano di essere troppo fragili; pertanto la ricerca è continuata con una nuova geometria che permettesse di utilizzare tubi in grafite di 5mm di spessore.

4.2 Configurazione con canali in grafite

Il passaggio da canali in acciaio a canali in grafite determina dei cambiamenti per ciò che riguarda lo scambio termico e quindi una variazione non solo nelle dimensioni del reattore, ma anche delle ipotesi di partenza utilizzate nella precedente configurazione; si è cercato di mantenere il rapporto tra il volume di sale con combustibile ed il volume di sale termovettore, in reattore, tra i due sistemi, all'incirca costante. Per far questo, anziché ricavare il volume di sale combustibile dai dati di partenza, si è invertito il procedimento inserendo tale volume come dato e ricavando invece la distanza tra due canali, cercando di non variare eccessivamente la geometria sinora utilizzata. I dati introdotti ed i risultati ottenuti sono presentati in Tabella 4.5:

Tabella 4.5: Dati da ottimizzazione di scambio termico per la configurazione con canali in grafite; in rosso i dati che sono stati variati rispetto al sistema con canali in acciaio

DATI			RISULTATI		
$T_{\text{operazione}}$	630	[°C]	Ω	3.1416	[cm ²]
$T_{\text{m,NaCl-KCl-MgCl}_2}$	396	[°C]	Pi	59.9290	[kW]
$T_{\text{b,NaCl-KCl-MgCl}_2}$	2500	[°C]	n° tubi	16686.4063	
$T_{\text{m,LiF-(U-Th)F}_4}$	550	[°C]	$V_{\text{NaCl-KCl-MgCl}_2}$	2.6178	[m/s]
$T_{\text{comb,LiF-(U-Th)F}_4}$	630	[°C]	Re	28818.4438	
P	1000	[MWth]	Pr	8.9330	
H_{reattore}	400	[cm]	Nu	184.7726	
r	1	[cm]	$h_{\text{NaCl-KCl-MgCl}_2}$	3603.0649	[W/(m ² K)]
S_{tubo}	0.5	[cm]	h_{tubo}	20000	[W/(m ² K)]
$V_{\text{LiF-(U-Th)F}_4}$	60	[m ³]	R _{sale Cl}	0.0011	[K/W]
$\text{spess_rifl}_{\text{NaCl-KCl-MgCl}_2}$	10	[cm]	R _{tubo}	0.0002	[K/W]
$\text{spess_rifl}_{\text{grafite}}$	60	[cm]	R _{comb}	0.0018	[K/W]
$\text{spess}_{\text{VESSEL}}$	2	[cm]	U·A·n°tubi	5406762.8	[W/K]
$\text{spess}_{\text{DIVISORE sale/grafite}}$	2	[cm]	ΔT_{ML}	184.9536	[K]
$\text{spess}_{\text{contenimento ESTERNO}}$	2	[cm]	$T_{\text{bulk1,NaCl-KCl-MgCl}_2}$	425.396	[°C]
G	5000	[kg/(m ² s)]	$T_{\text{bulk2,NaCl-KCl-MgCl}_2}$	463.396	[°C]

k_{grafite}	100	[W/(m·K)]	$l_{\text{cella elementare}}$	4.0072	[cm]
$\Delta T = T_{\text{out}} - T_{\text{in}}$	38	[K]	spazio tra due tubi	1.0072	[cm]
			$S_{\text{orizzontale-tubi}}$ [m ²]	11.7949	[m ²]
			$\text{sup}_{\text{cella elementare}}$	16.0579	[cm ²]
			$S_{\text{orizzontale_reattore}}$	26.7949	[m ²]
			R_{reattore}	2.9205	[m]
			D_{reattore}	5.8409	[m]

Rispetto al sistema con canali in acciaio il volume di sale fuso con combustibile è stato portato a 60 m³, l'altezza a 400 cm ed il valore di ΔT è stato ampliato a 38. Questa diventa la configurazione con canali in grafite da noi considerata di ottimo.

L'analisi neutronica è stata condotta sui seguenti casi, che variano sia per la configurazioni del sale con combustibile che per lo spessore dei canali:

	Configurazione della Miscela	Spessore dei canali
Caso 1	77.5 mol% LiF + 19.9125 mol% ThF ₄ + 2.5875 mol % ²³³ UF ₄	5 mm
Caso 2	77.5 mol% LiF + 19.845 mol% ThF ₄ + 2.655 mol % ²³³ UF ₄	5 mm
Caso 3	77.5 mol% LiF + 19.845 mol% ThF ₄ + 2.655 mol % ²³³ UF ₄	3 mm
Caso 4	77.5 mol% LiF + 20 mol% ThF ₄ + 2.5 mol % ²³³ UF ₄	5 mm

I risultati neutronici ottenuti sono presentati nei prossimi paragrafi; per completezza di trattazione, si è deciso di partire dalla miscela che risultava critica e fertile nel caso omogeneo, per poi passare alla miscela di prova con canali in grafite presentata nel paragrafo 4.1.1 e svilupparla per due diversi spessori dei canali.

4.2.2 Caso 1: configurazione di miscela del reattore omogeneo

Le dimensioni di riferimento sono quelle presentate in Tabella 4.5; La miscela con combustibile è composta da 77.5 mol% LiF + 19.9125 mol% ThF₄ + 2.5875 mol % ²³³UF₄ con canali in grafite di 5mm. Gli andamenti del fattore di conversione e moltiplicazione nel tempo sono i seguenti:

Tabella 4.6: Valori di Burnup, k_{eff} e C in 10 anni di funzionamento

Time [days]	Burnup [MWD/t]	k_{eff}	C
0	0.00E+00	1.0386	0.9711
365	2.69E+03	1.0334	0.9708
730	5.39E+03	1.0307	0.9690
1095	8.08E+03	1.0274	0.9697
1460	1.08E+04	1.0241	0.9697

1825	1.35E+04	1.0223	0.9693
2190	1.62E+04	1.0197	0.9686
2555	1.89E+04	1.0162	0.9688
2920	2.16E+04	1.0141	0.9662
3285	2.42E+04	1.0094	0.9666
3650	2.69E+04	1.0072	--

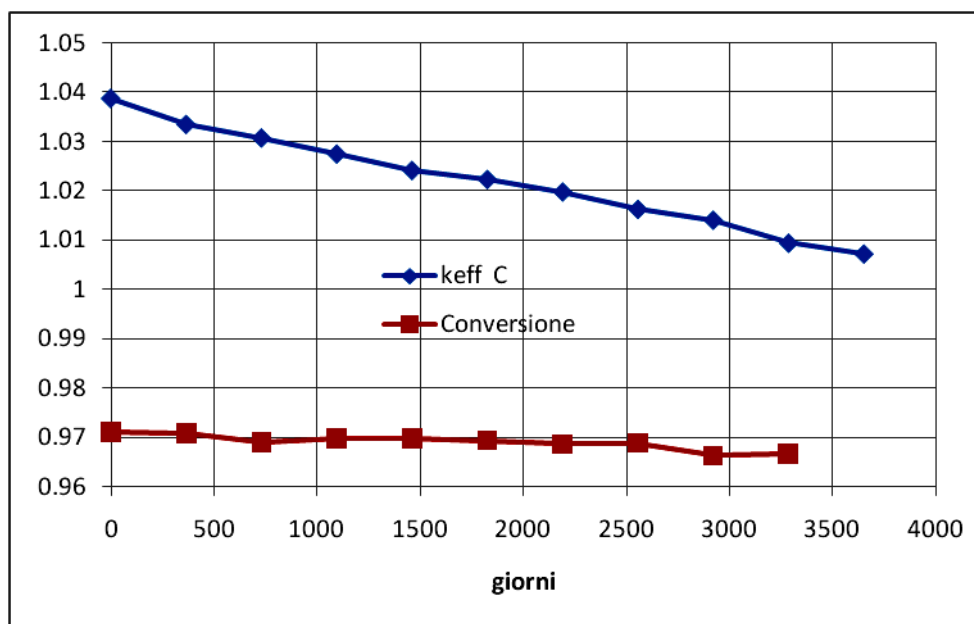


Figura 4.8) Andamento dei fattori k_{eff} e C in 10 anni

Sebbene le dimensioni siano cambiate rispetto al caso dei canali in acciaio, si osserva che la forte termalizzazione data dalla massiccia presenza della grafite permette di far aumentare il valore del fattore di moltiplicazione notevolmente rispetto al precedente caso; anche per ciò che concerne il fattore di conversione si osserva un lieve aumento da 0.95 a 0.97. La strada intrapresa sembra quindi essere quella giusta.

4.2.3 Caso 2: Canali da 5 mm per una nuova configurazione di sale con combustibile

Sono stati ripetuti i calcoli per la miscela di prova del paragrafo 4.1.1, e cioè 77.5 mol% LiF + 19.845 mol% ThF₄ + 2.655 mol % ²³³UF₄, con i valori presentati in Tabella 4.5 e con uno spessore dei canali di 5 mm. I risultati ottenuti sono:

Tabella 4.7: Valori di Burnup, k_{eff} e C in 10 anni di funzionamento

Time [days]	Burnup [MWD/t]	k_{eff}	C
0	0.00E+00	1.0509	0.9479
365	2.69E+03	1.0477	0.9477
730	5.39E+03	1.0435	0.9485
1095	8.08E+03	1.0396	0.9477
1460	1.08E+04	1.0376	0.9478
1825	1.35E+04	1.0328	0.9484
2190	1.62E+04	1.0311	0.9490
2555	1.89E+04	1.0299	0.9475
2920	2.16E+04	1.0262	0.9474
3285	2.42E+04	1.0237	0.9464
3650	2.69E+04	1.0199	

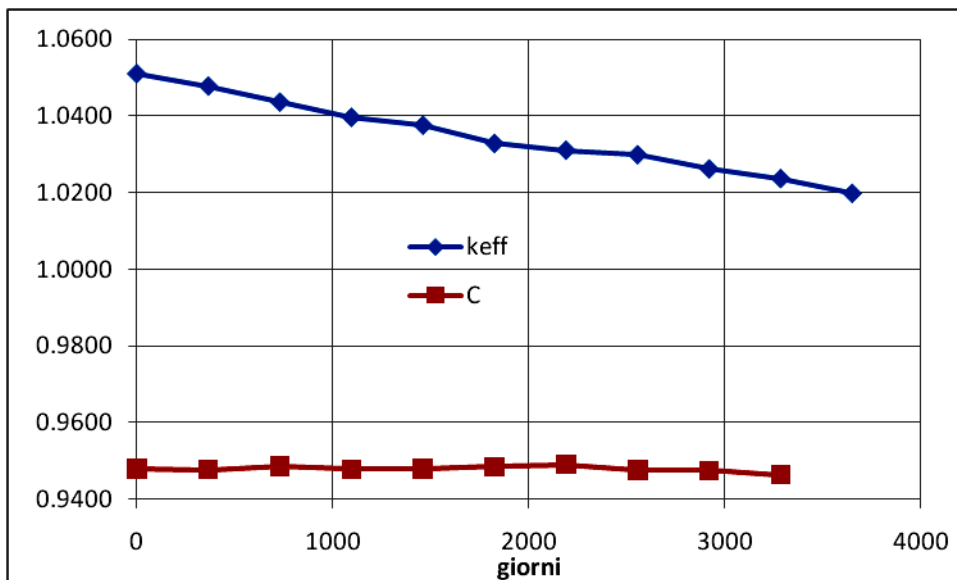


Figura 4.9) Andamento dei fattori k_{eff} e C in 10 anni

L'aumento di concentrazione di Uranio-233 permette di aumentare il valore del fattore di moltiplicazione così come la diminuzione della concentrazione di Torio-232 diminuisce il valore di C.

Si fa comunque notare che i valori del fattore di conversione fino ad ora ottenuti per configurazioni critiche, sono dell'ordine di 0.94 come minimo, quindi un valore che di poco non permette al reattore di essere un breeder.

4.2.4 Caso 3: Canali da 3 mm per la nuova configurazione di sale con combustibile

Dato il risultato ottenuto nell'iniziale prova del paragrafo 4.1.1, si è provato a diminuire lo spessore del canale portandolo a 3 mm; i risultati ottenuti sono i seguenti:

Tabella 4.8: Valori di Burnup, k_{eff} e C in 10 anni di funzionamento

Time [days]	Burnup [MWD/t]	k_{eff}	Conversione
0	0.00E+00	1.0284	0.9847
365	2.69E+03	1.0252	0.9842
730	5.39E+03	1.0224	0.9829
1095	8.08E+03	1.0210	0.9809
1460	1.08E+04	1.0193	0.9791
1825	1.35E+04	1.0180	0.9793
2190	1.62E+04	1.0161	0.9765
2555	1.89E+04	1.0130	0.9767
2920	2.16E+04	1.0103	0.9750
3285	2.42E+04	1.0097	0.9735
3650	2.69E+04	1.0081	--

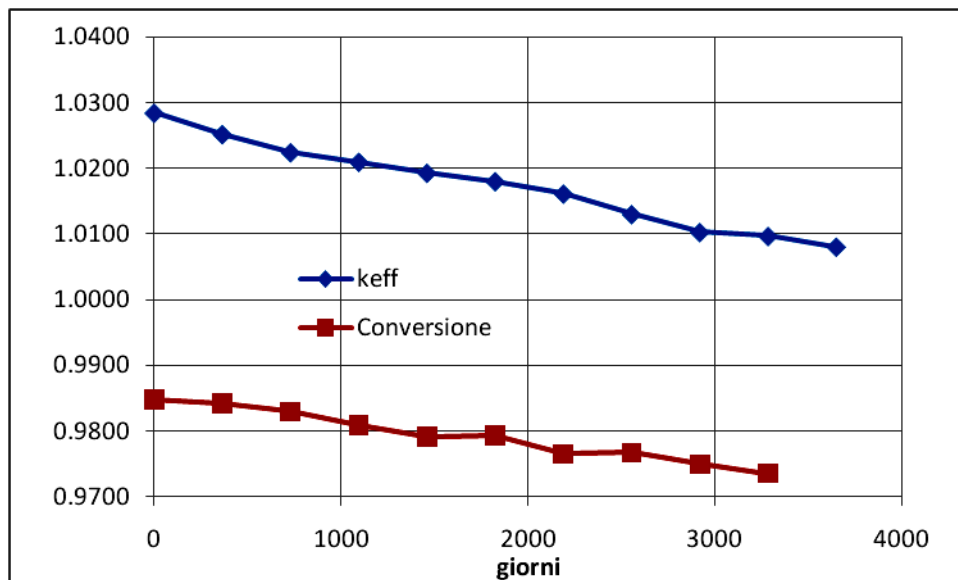


Figura 4.10) Andamento dei fattori k_{eff} e C in 10 anni per la configurazione con canali da 3 mm di spessore

Diminuendo la quantità di grafite l'effetto termalizzante è meno importante e di conseguenza il valore di k diminuisce a favore di un aumento del fattore di conversione.

Proseguendo su questa strada, e cercando un ottimo incastro tra le concentrazioni di Uranio-Torio ed il quantitativo di grafite, si è trovato il seguente risultato.

4.2.5 Caso 4: La configurazione critica e fertile

Le dimensioni del reattore sono state mantenute come da Tabella 4.5 e lo spessore dei canali di grafite è stato riportato a 5 mm.

I risultati ottenuti sono presentati in Tabella 4.9:

Tabella 4.9: Valori di Burnup, k_{eff} e C in 10 anni di funzionamento; la variazione di pcm riportata s'intende tra un anno e l'altro, non rispetto alla reattività

Time [days]	Burnup [MWD/t]	k_{eff}	Δpcm	Conversione
0	0.00E+00	1.01887	395	1.0027
365	2.69E+03	1.01492	221	1.0032
730	5.39E+03	1.01271	251	1.0006
1095	8.08E+03	1.0102	174	1.0008
1460	1.08E+04	1.00846	291	0.9973
1825	1.35E+04	1.00555	161	0.9986
2190	1.62E+04	1.00394	307	0.9957
2555	1.89E+04	1.00087	212	0.9954
2920	2.16E+04	0.99875	266	0.9942
3285	2.42E+04	0.99609	238	0.9938
3650	2.69E+04	0.99371	--	--

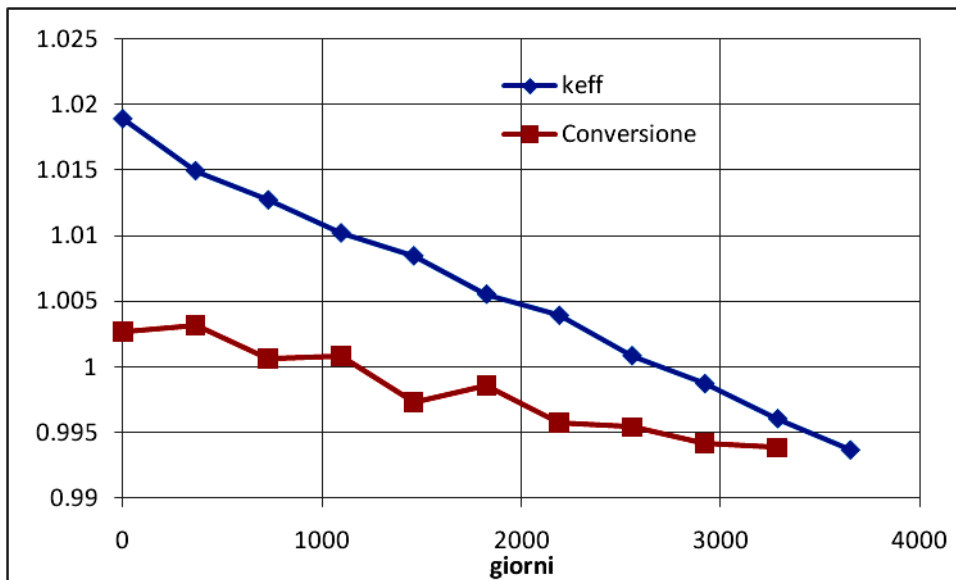


Figura 4.11) Andamento dei fattori k_{eff} e C in 10 anni per la configurazione con canali da 5 mm di spessore e con miscela composta da 77.5 mol% LiF + 20 mol% ThF₄ + 2.5 mol% ²³³UF₄

La variazione di pcm è intesa tra un anno ed il successivo, non come scostamento dalla criticità.

Finalmente è stata trovata una configurazione che per i primi 4 anni dà entrambi i fattori maggiori di 1.

Quello che si è osservato, nella ricerca finora svolta è che tutto si giostra su un equilibrio di tre elementi:

- Contenuto di Uranio-233
- Contenuto di Torio-232
- Effetto termalizzante dato dalla grafite

Il bilancio di questi tre parametri, con il rispettivo lieve spostamento dello spettro neutronico e di conseguenza del valore integrale delle sezioni d'urto di cattura e fissione ([EQ. 1.16]), permette di trovare (o no) entrambi i fattori desiderati superiori a 1.

Il passaggio da acciaio a grafite evidenzia che gli assorbimenti dati dall'acciaio diminuiscono il numero di neutroni utile a fare fissione o a trasmutare il Torio in Uranio, e che invece, nel caso della grafite, questi stessi neutroni sono moderati dando fissione e producendo nuovi neutroni che, a loro volta, contribuiscono alla conversione.

4.3 Perdite di carico per i canali in grafite

L'utilizzo di canali in grafite, se convince a livello neutronico, lascia un po' incerti a livello strutturale; pertanto si ritiene indicato determinare le perdite di carico.

Come presentato nella sezione 3.2, il fattore di Fanning, per un valore di Re tra [2100;10⁵], che permane anche in questa configurazione, viene calcolato sempre con l'equazione di Blasius [EQ. 3.16] e poi utilizzato per il calcolo delle perdite di carico [EQ. 3.15]; si ottengono i risultati di Tabella 4.10:

Tabella 4.10:

f_{fanning}	0.00607	
$\Delta p_{\text{friction}}$	3.179E+04	Pa

Nei core dei reattori RBMK sono stati utilizzati due tipi di grafite [18]: il tipo GR-280 a grano medio, anisotropa e policristallina e di tipo GRP2-125 caratterizzata da un'alta conducibilità termica, densità e resistenza. Le proprietà di questi due materiali ancora vergini sono riportate in Tabella 4.11:

Tabella 4.11: Proprietà fisiche e meccaniche della grafite GR-280 e GRP2-125; il numeratore ed il denominatore si riferiscono alla direzione parallela e perpendicolare dell'asse di estrusione

Property	GR-280	GRP2-125
Densità (g/cm ³)	1.71	1.83
Resistenza a compressione (MPa)	34/24	59.2/58.9
Resistenza a trazione (MPa)	7.6/6.0	15.0/8.0
Bend strength (MPa)	12.5/9	28/16.8
Modulo di young (dinamico)(GPa)	6.5/5.0	12/8.5
Coefficiente di espansione termica (CTE) a 400 °C ($\times 10^{-6}$, K ⁻¹)	4.4/5.7	4.8/6.1

Fattore di anisotropia basato sul CTE	1.3	1.27
Conducibilità termica a 550 °C [W/(mK)]	48/37	112/65
KIC (MPa m^{1/2})	0.61	0.61

Chiaramente queste proprietà, sottoposte ad irraggiamento tendono a variare notevolmente ma comunque sia la resistenza a trazione e compressione è di 3 ordini di grandezza superiore rispetto a quella appena stimata, in quanto i due tipi di grafite appena menzionati venivano utilizzati per costituire i canali in pressione degli RBMK, ma nella configurazione in analisi i canali non sono in pressione. Pertanto, sebbene una stress analysis dei canali in grafite, in funzione del bruciamento, è sicuramente necessaria, per l'analisi preliminare che si sta conducendo ci si può accontentare del risultato ottenuto.

Capitolo 5 Conclusioni

La trattazione effettuata dimostra che l'idea di progettare un reattore che superi i limiti della filiera dei MSR, ipotizzando una struttura che mantenga il combustibile confinato, che utilizzi il ciclo Th-²³³U sfruttando uno spettro quasi veloce e che sia un breeder reactor nonostante l'assenza di riprocessamento on-line, è non solo una strada percorribile ma che trova sostegno nei risultati ottenuti.

Il maggior vantaggio che emerge dai dati presentati, e che induce a non abbandonare questo progetto di ricerca, è senza dubbio la neutronica del sistema eterogeneo.

Nella configurazione con canali in grafite, oltre ad ottenere un sistema critico (passo ovviamente essenziale), nei primi anni il fattore di conversione raggiunto è superiore ad 1 con la conseguenza positiva che il combustibile consumato è pari a quello prodotto, per cui i costi di materiale fissile risultano sicuramente ammortizzati ed il problema della disponibilità delle risorse viene meno.

Altro punto importante, imposto nello studio, è che non sono rimossi dalla struttura i prodotti di fissione, neppure quelli gassosi, e anche se un buon numero di neutroni è assorbito, per la configurazione eterogenea con tubi in grafite non s'inficia il raggiungimento del breeding per i primi 4 anni (si veda la Figura 4.11).

Nell'ipotesi in cui fosse attuata la sola estrazione dei prodotti di fissione gassosi, è probabile che le caratteristiche neutroniche migliorino ulteriormente. Soprattutto nel caso con canali d'acciaio, dove si raggiunge un fattore di conversione con un valore, a seconda della composizione della miscela, sempre maggiore a 0.95, il tentativo di estrarre i soli gas di fissione è certamente da calcolare.

Quest'estrazione permetterebbe di diminuire le variazioni di pressione all'interno del vessel; di conseguenza lo sforzo agente sui canali verrebbe meno e, data l'assenza di pressurizzazione del sistema con l'utilizzo dei sali fusi, si potrebbe mantenere lo spessore dei canali al minimo, evitando di aggiungere in reattore ulteriore materiale assorbente o moderante.

La possibilità di raggiungere alte temperature poi, permette a questo reattore di avere buoni rendimenti.

Essendo l'obiettivo preposto quello di ottenere un reattore breeder, la configurazione con canali in acciaio è stata tralasciata. L'utilizzo della lega, con assenza di riprocessamento, dà troppi assorbimenti e non permette di raggiungere la condizione di breeding.

Comunque il fattore di conversione ottenuto nel caso degli acciai, come già detto, ha un valore piuttosto alto (maggiore di 0.95) con un energia media di spettro neutronico dell'ordine dei 30 keV che ne fa un buon burner reactor (si osservi la Figura 4.5). Perciò un ulteriore prova da effettuarsi sarebbe quella di sostituire al ciclo Th-²³³U una miscela con Plutonio e attinidi e verificarne il bruciamento.

Gli svantaggi immediatamente visibili nella progettazione effettuata sin d'ora riguardano, come è possibile rilevare dalla Tabella 1.8, il grande inventario iniziale di ²³³U che permette di ottenere criticità nella configurazione eterogenea. Questa quantità è decisamente eccessiva per un reattore di soli 1000MWth, ma la necessità di imporre delle condizioni iniziali di progettazione, ha determinato lo sviluppo di un reattore con un elevato inventario di ²³³U

Lo studio dovrà proseguire cercando di modificare i valori della configurazione affinché il quantitativo di combustibile non vari, ma la potenza termica prodotta diventi adeguata al contenuto di ²³³U.

Una strada potrebbe essere quella di aumentare la densità di potenza che, per non far variare esageratamente le dimensioni del reattore, dovrebbe essere bilanciata con un aumento della portata specifica del fluido termovettore.

Le espressioni che devono trovare congruenza sono, per quanto visto nel Capitolo 3, le [EQ. 3.2] e [EQ. 3.3] e in altre parole:

$$P_{th} \propto G \cdot C_P \cdot \pi \cdot r_{tubo}^2 \cdot \Delta T = \rho \cdot v \cdot C_P \cdot \pi \cdot r_{tubo}^2 \cdot \Delta T$$

$$\leftrightarrow$$

$$P_{th} \propto U \cdot S \cdot \Delta T'$$

Dove nella prima espressione si è evidenziata la proporzionalità tra portata specifica e velocità del fluido, e nella seconda, U è un coefficiente di scambio globale ed S la superficie di scambio.

Aumentare la velocità del termovettore in canale significherebbe aumentare G e quindi proporzionalmente P_{th} , in quanto a parità di superficie la potenza asportata sarebbe maggiore. Congruentemente anche la potenza della seconda espressione dovrà aumentare; se il raggio dei canali resta costante dovrebbe aumentare proporzionalmente $\Delta T'$, evento difficile perché la temperatura media logaritmica è funzione di ΔT che invece resta costante. Aumentando quindi la superficie di scambio varierebbe il dimensionamento, con il rischio di aumentare ulteriormente la quantità di fissile.

Sarà necessario analizzare il sistema parametrizzando alcuni dei dati di partenza in modo da trovare una nuova configurazione di ottimo per la struttura in esame.

Il tutto in accordo con la resistenza dei materiali, altro punto estremamente delicato e limitativo nei confronti dello sviluppo del reattore.

Un'analisi approfondita della performance dei materiali del reattore è sicuramente un passo fondamentale per una valida progettazione, ma è altresì un argomento piuttosto vasto che va analizzato nei particolari. E' evidente che i materiali saranno sottoposti (come in tutti i reattori) a 3 principali cause di danneggiamento:

- Irraggiamento
- Temperature
- Corrosione

L'energia media di flusso neutronico in reattore è dell'ordine dei 27 keV, energia tipica di un flusso neutronico quasi veloce, che pertanto provocherà tutti i danni tipici da radiazione legati ad alti flussi ed alte temperature (dpa, helium bubbling..), ed attiverà il termovettore che a sua volta darà un debole irraggiamento anche ai componenti del secondario. L'attivazione di Cloro, Magnesio, Potassio e Sodio, non è di certo il problema principale dato dal termovettore; la corrosività del Cloro è decisamente più preoccupante ed essendo, oltretutto, il sale a temperature dell'ordine dei 400 °C, i materiali strutturali e di tutti i componenti che vi si troveranno a contatto saranno messi a dura prova.

Non si hanno, da letteratura, dati sugli effetti corrosivi del sale di cloruri nei confronti della grafite, perché l'accoppiata più utilizzata è quella con acciaio. Di conseguenza resta da valutare sperimentalmente la fattibilità di questo insieme.

E' importante poi monitorare le alte temperature a cui opera il reattore per il rischio di effetto Wigner sulla grafite.

In conclusione questo materiale sebbene sia molto valido a livello neutronico, è da valutare per ciò che ne concerne l'affidabilità a livello strutturale. Il tempo in cui il reattore è breeder può essere preso a riferimento nella ricerca e nel testing dei materiali sottoposti ad alti flussi ed alte temperature, che nel caso della configurazione con tubi in grafite è risultato di quattro anni.

Se la grafite resistesse, anche per soli tre anni, ai cimenti dati dall'attività del reattore, si potrebbe pensare di sostituire, dopo questo periodo, l'intero nocciolo, compreso di canali per lo scorrimento del termovettore e griglie spaziatrici.

5.1 Obiettivi futuri

L'attività appena iniziata continuerà selezionando nuove configurazioni da utilizzare, come ad esempio un termovettore gassoso (He), pressurizzando il sistema e reintroducendo canali in acciaio, per verificare se il minor assorbimento dato dall'He compensi quello dato dall'acciaio.

Per una continuità sul presente elaborato non sono state fatte prove modificando il sale con combustibile, ma l'utilizzo di una miscela di fluoruri con Plutonio come materiale fissile è da prendere in

considerazione, così come il passaggio ad una miscela di combustibile che utilizzi cloruri anziché fluoruri, diminuendo la moderazione data dal Fluoro.

Le configurazioni possibili sono praticamente infinite e la scelta più opportuna sarà dettata dai risultati in corso di studio.

Appendice 1

Il codice MCNP è una “general-purpose” Monte Carlo N-Particle code, che può essere utilizzata per calcoli di trasporto di neutroni, fotoni, elettroni o del loro abbinamento.

Ci sono diverse aree specifiche di applicazione come la dosimetria, la radioprotezione, la radiografia, la fisica applicata alla medicina, sicurezza, design ed analisi di rivelatori, design di bersagli per acceleratori, design di reattori per la fissione e la fusione, decontaminazione e decommissioning.

Il codice tratta configurazioni tridimensionali arbitrarie di materiali in celle geometriche circondate da superfici di primo e secondo grado ed alcune speciali superfici di quarto grado.

Di solito vengono utilizzati dati di sezioni d’urto ad energia continua sebbene possano essere utilizzati anche dati multigruppo. Per i neutroni sono considerate tutte le reazioni in una particolare libreria di sezione d’urto a scelta dell’utente (ad esempio ENDF/B-VI).

Inoltre, sono disponibili sorgenti di criticità sia come punti fissi che come superfici.

Per i fotoni il codice tiene conto di scattering coerente ed incoerente, con o senza effetti di legame degli elettroni o di effetti di produzione di coppie per assorbimento con emissione locale di radiazione di annichilazione.

Un input MCNP è costituito da 3 sezioni principali: cell cards, surface cards e data cards, dove per card s’intende una singola riga di input di lunghezza massima pari ad 80 caratteri. Una sezione consiste di una o più cards.

I file d’input di MCNP descrivono la geometria del problema, specificano i materiali e le sorgenti utilizzate. La geometria è costruita definendo delle celle che sono circondate da una o più superfici. Le celle possono essere riempite con uno specifico materiale o essere vuote.

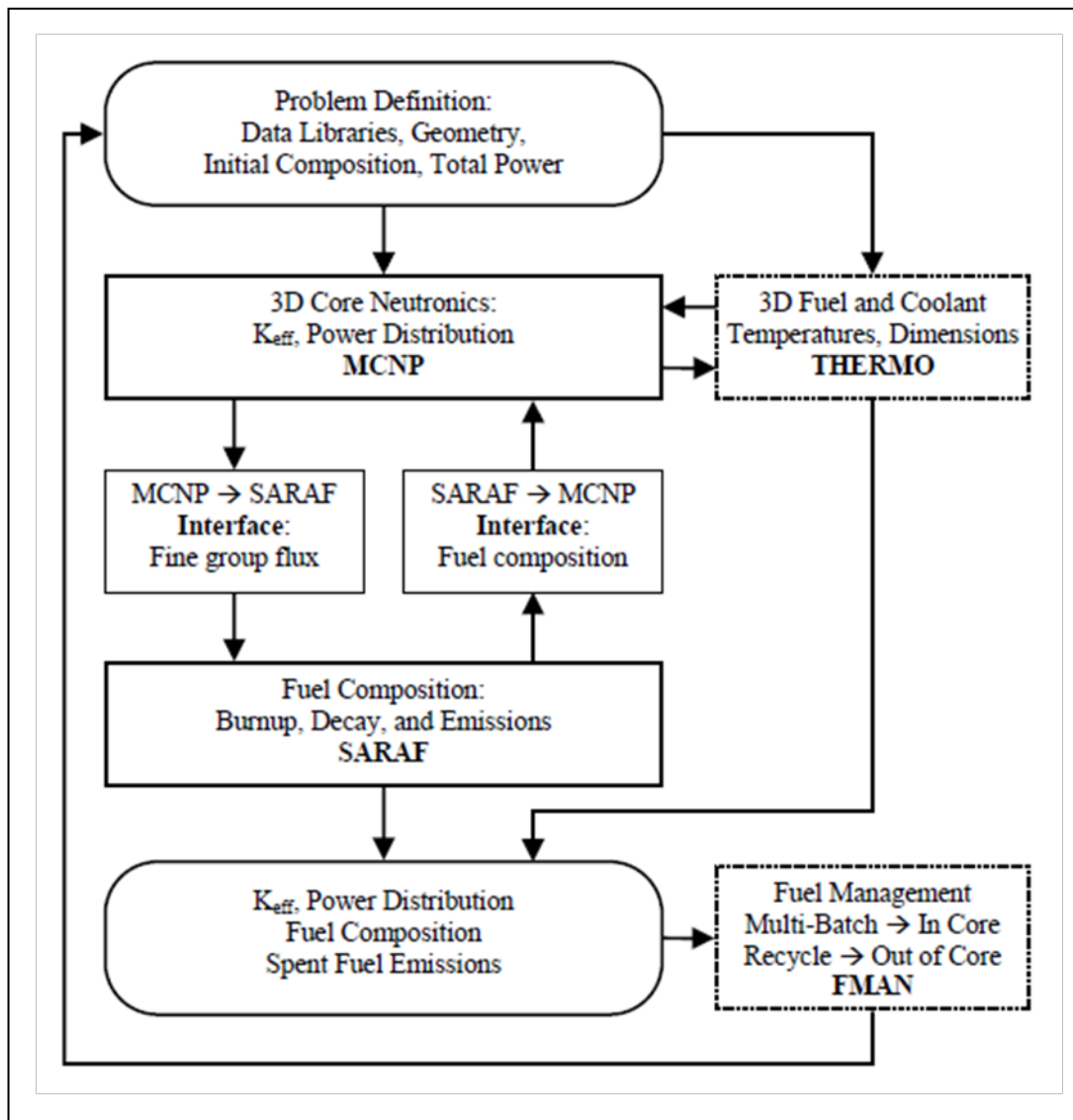
Vengono specificati poi dei “Tallies” che danno a MCNP istruzioni legate al calcolo di grandezze d’interesse che tengono conto di flussi di particelle, deposito di energia e correnti di particelle. Nel caso in questione si è fatto calcolare l’integrale in energia, tempo e volume del prodotto di una sezione d’urto d’interesse con il flusso neutronico, per il calcolo dell’[EQ. 1.16] e per il calcolo dei tallies da cui si è ricavata l’energia media dell’[EQ. 1.14].

L’ultima parte di codice, BGCore Input, riguarda i calcoli di bruciamento.

BGCore è un pacchetto software per simulazioni di sistemi di reattori nucleari e dei loro cicli del combustibile che interfaccia il codice Monte Carlo per il trasporto di particelle (la versione MCNP4C) con il modulo SARAF, cioè un codice per calcolare la composizione del combustibile in core e le emissioni date dal combustibile esausto. Nel sistema BGCore i calcoli di esaurimento del combustibile sono basati su un approccio multi gruppo che riduce significativamente i tempi di calcolo e permette di seguire l'evoluzione di numerosi radionuclidi.

Il sistema BGCore è scritto interamente in ambiente MATLAB. Questo semplifica notevolmente la sorgente del codice, rendendolo più trasparente, integrabile con i tools matlab e meno soggetto ad errori. In aggiunta, i dati in MATLAB possono essere memorizzati in una piattaforma standard indipendente, in formato binario, di facile accesso.

Il diagramma di flusso della struttura base e dei calcoli è rappresentato schematicamente in figura 1



Si presenta il codice utilizzato per i calcoli di criticità per il reattore Omogeneo, Riflesso ed Eterogeneo per diverse composizioni della miscela di combustibile.

Reattore Omogeneo

```

Homogeneous Molten Salt Fast Reactor 77mol%LiF+20mol%ThF4+3mol%UF4
c Autori: S. Roncaccia, V. Memoli
c Data di creazione: 7, 21 2009
c Miscela di 77mol%LiF+20mol%ThF4+3mol%UF4 at 630°C=900K
c con una massa iniziale di miscela di circa 170 tonnellate in un
c volume di circa 40m3
c tally per il calcolo del fattore di conversione C
C
c Volume Definition Block
1 1 -4.22      -1 -2  3      imp:n=1 tmp=7.7556E-08
2 0              1: 2:-3      imp:n=0
c alternative way to define outside world
c 2 0              #1      imp:n=0

c Surface Defintion Block
c
1 cz  185.33
2 pz  185.33
3 pz -185.33

c Data Definition Block
m1      3007.37c  2.1730E-2
        92233.37c 8.4664E-4
        90232.37c 5.6442E-3
        9019.37c  4.7694E-2

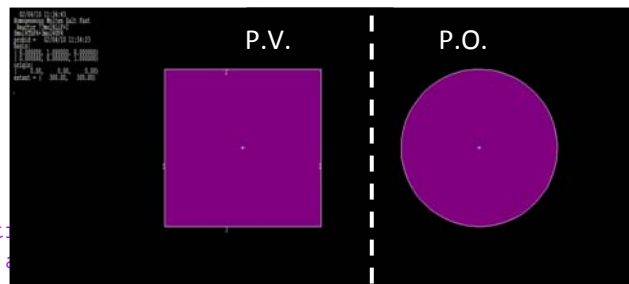
c
c Source definition: Starting Watt spectr
sdef erg=d1 pos=0 0 0 rad=d2 ext=d3
spl  -3
si2  0 0.30
si3  11

c
FC4 Flux all over the core
F4:n 1
E4      6.250E-7 1E-6 2E-6 4E-6 6E-6 8E-6 1E-5 2E-5 4E-5 6E-5
        8E-5 1E-4 2E-4 4E-4 6E-4 8E-4 1E-3 2E-3 4E-3 6E-3
        8E-3 1E-2 2E-2 3E-2 4E-2 5E-2 6E-2 7E-2 8E-2 9E-2
        1E-1 2E-1 3E-1 4E-1 5E-1 6E-1 7E-1 8E-1 9E-1 1
        2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 13 15 18 20

c
c
FC1 particelle che passano la superficie esterna del riflettore
c unione delle superfici 1 2 e 3 (somma sulle superfici)
F1:n (1 2 3)
C1 0 1

c
c Tally per il calcolo del fattore di conversione
c ogni tally rappresenta un integrale di una sezione d'urto
c Th232 cattura_assorbimento_fissione
F14:n 1
FM14 1 232 102
M232 90232.37c 1
F24:n 1
FM24 1 2321 -2

```



```

M2321 90232.37c 1
F34:n 1
FM34 1 2322 -6
M2322 90232.37c 1
c U238 cattura_assorbimento_fissione
F44:n 1
FM44 1 238 102
M238 92238.37c 1
F54:n 1
FM54 1 2381 -2
M2381 92238.37c 1
F64:n 1
FM64 1 2381 -6
M2382 92238.37c 1
c Pa233 cattura_assorbimento_fissione
F74:n 1
FM74 1 233 102
M233 91233.37c 1
F84:n 1
FM84 1 2331 -2
M2331 91233.37c 1
F94:n 1
FM94 1 2332 -6
M2332 91233.37c 1
c U233 cattura_assorbimento_fissione
F104:n 1
FM104 1 9233 102
M9233 92233.37c 1
F114:n 1
FM114 1 92331 -2
M92331 92233.37c 1
F124:n 1
FM124 1 92332 -6
M92332 92233.37c 1
c U235 cattura_assorbimento_fissione
F134:n 1
FM134 1 235 102
M235 92235.37c 1
F144:n 1
FM144 1 2351 -2
M2351 92235.37c 1
F154:n 1
FM154 1 2352 -6
M2352 92235.37c 1
c Pu239 cattura_assorbimento_fissione
F164:n 1
FM164 1 239 102
M239 94239.37c 1
F174:n 1
FM174 1 2391 -2
M2391 94239.37c 1
F184:n 1
FM184 1 2392 -6
M2392 94239.37c 1
c
kcode 2000 1.0 100 500 $ 400 cicli attivi
prtmp 0 0 -2
print

C -----
C          BGCore input
C -----

```

```

C
LIB data/bgc_data_900K_1743i_25MeV_v7.mat
POW 1e9
SRC 0
MCR main.exe xsdir=900xs
TRS 0.999
FYS Fast
MAT 1 4e7 7.7556E-08 92.668
TMS 365 1.0 10

```

Reattore Riflesso

```

Homogeneous Molten Salt Fast Reactor REFLECTED 77mol%LiF+20mol%ThF4+3mol%UF4
c Autori: S. Roncaccia, V. Memoli
c Data di creazione: 7, 21 2009
c Miscela di 77mol%LiF+20mol%ThF4+3mol%UF4 at 630°C=900K
c con una massa iniziale di circa 170 tonnellate in un
c volume di circa 40m3
c
c Volume Definition Block
1 1 -4.22 -1 -2 3 imp:n=1 tmp=7.7556E-08
2 2 -1.91 -4 -2 3 1 imp:n=1 tmp=7.7556E-08
3 3 -1.9 -5 -6 7 4 imp:n=1 tmp=7.7556E-08
4 2 -1.91 -4 -6 2 imp:n=1 tmp=7.7556E-08
5 2 -1.91 -4 -3 7 imp:n=1 tmp=7.7556E-08
6 3 -1.9 -5 -8 6 imp:n=1 tmp=7.7556E-08
7 3 -1.9 -5 -7 9 imp:n=1 tmp=7.7556E-08
8 0 5: 8:-9 imp:n=0
c alternative way to define outside world
c 2 0 #1 imp:n=0
c
c Surface Defintion Block
c
1 cz 185.33
2 pz 185.33
3 pz -185.33
4 cz 195.33
5 cz 255.33
6 pz 195.33
7 pz -195.33
8 pz 255.33
9 pz -255.33
c
c Data Definition Block
m1 3007.37c 2.1730E-2
92233.37c 8.4664E-4
90232.37c 5.6442E-3
9019.37c 4.7694E-2
m2 17035.37c 1.8092e-2
12024.37c 6.0305e-3
11023.37c 3.6183e-3
19039.37c 2.4122e-3
m3 6000.37c 9.5261e-2
c
c Source definition: Starting Watt spectrum
sdef erg=d1 pos=0 0 0 rad=d2 ext=d3 axs=0 0 1
spl -3
si2 0 0.30

```

```

si3 11
c
FC4 Flux all over the core
F4:n 1
E4      6.250E-7 1E-6 2E-6 4E-6 6E-6 8E-6 1E-5 2E-5 4E-5 6E-5
        8E-5 1E-4 2E-4 4E-4 6E-4 8E-4 1E-3 2E-3 4E-3 6E-3
        8E-3 1E-2 2E-2 3E-2 4E-2 5E-2 6E-2 7E-2 8E-2 9E-2
        1E-1 2E-1 3E-1 4E-1 5E-1 6E-1 7E-1 8E-1 9E-1 1
        2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 13 15 18 20
c
c
FC1 particelle che passano la superficie esterna del riflettore
c unione delle superfici 1 2 e 3 (somma sulle superfici)
F1:n (1 2 3)
C1 0 1
c
c tally per il calcolo del fattore di conversione C
c Th232 cattura_assorbimento_fissione
F14:n 1
FM14 1 232 102
M232 90232.37c 1
F24:n 1
FM24 1 2321 -2
M2321 90232.37c 1
F34:n 1
FM34 1 2322 -6
M2322 90232.37c 1
c U238 cattura_assorbimento_fissione
F44:n 1
FM44 1 238 102
M238 92238.37c 1
F54:n 1
FM54 1 2381 -2
M2381 92238.37c 1
F64:n 1
FM64 1 2381 -6
M2382 92238.37c 1
c Pa233 cattura_assorbimento_fissione
F74:n 1
FM74 1 233 102
M233 91233.37c 1
F84:n 1
FM84 1 2331 -2
M2331 91233.37c 1
F94:n 1
FM94 1 2332 -6
M2332 91233.37c 1
c U233 cattura_assorbimento_fissione
F104:n 1
FM104 1 9233 102
M9233 92233.37c 1
F114:n 1
FM114 1 92331 -2
M92331 92233.37c 1
F124:n 1
FM124 1 92332 -6
M92332 92233.37c 1
c U235 cattura_assorbimento_fissione
F134:n 1
FM134 1 235 102
M235 92235.37c 1
F144:n 1

```



```

FM144 1 2351 -2
M2351 92235.37c 1
F154:n 1
FM154 1 2352 -6
M2352 92235.37c 1
c Pu239 cattura_assorbimento_fissione
F164:n 1
FM164 1 239 102
M239 94239.37c 1
F174:n 1
FM174 1 2391 -2
M2391 94239.37c 1
F184:n 1
FM184 1 2392 -6
M2392 94239.37c 1
c
kcode 2000 1.0 100 500 $ 400 cicli attivi
prdmp 0 0 -2
print

C -----
C          BGCore input
C -----
C
LIB data/bgc_data_900K_1743i_25MeV_v7.mat
POW 1e9
SRC 0
MCR main.exe xsdir=900xs
TRS 0.999
FYS Fast
MAT 1 4e7 7.7556E-08 92.668
TMS 365 1.0 10

```

Reattore Eterogeneo

E' stato riportato il caso della miscela che risultava critica nelle due precedenti configurazioni, con canali di acciaio (m4).

```

Eterogeneous Molten Salt Fast Reactor 77.5%Li+19.9125%Th+2.5875%U
rifl:10cmNa,60cmC
c Authors: S. Roncaccia, V. Memoli
c creation date: 7, 21 2009
c Mixture of 77.5mol%LiF+19.913mol%ThF4+2.588mol%UF4 at 630°C=900K
c struttura del reattore: riflesso totale con>21000 tubi di raggio 1cm
c volume di circa 55m3di sale di fluoruri e di 24m3 di sale di cloruri
c configurazione con 10cm di riflettore di sale di cloruri e 60 cm di grafite
c tally per il calcolo del fattore di conversione C, H=370cm D=557cm
c
c Volume Definition Block
c CORE del reattore
1 2 -1.91 -10 u=1 imp:n=1 tmp=7.7556E-08 vol=1164.2
2 4 -7.71 -11 10 u=1 imp:n=1 tmp=7.7556E-08 vol=512.2
3 1 -4.22 11 u=1 imp:n=1 tmp=7.7556E-08 vol=2607.5
4 0 -103 104 -101 102 lat=1 fill=1 u=2 imp:n=1 tmp=7.7556E-08 vol=4284.13
5 0 -1 -2 3 fill=2 imp:n=1 tmp=7.7556E-08
c HT9 bucato superiore e inferiore
6 2 -1.91 -10 u=3 imp:n=1 tmp=7.7556E-08 vol=6.2

```

```

7 4 -7.71 -11 10 u=3 imp:n=1 tmp=7.7556E-08 vol=2.7
8 4 -7.71 11 u=3 imp:n=1 tmp=7.7556E-08 vol=14.07
9 0 -103 104 -101 102 lat=1 fill=3 u=4 imp:n=1 tmp=7.7556E-08 vol=23.12
c vessel
10 0 -1 -15 2 fill=4 imp:n=1 tmp=7.7556E-08
11 0 -1 -3 16 fill=4 imp:n=1 tmp=7.7556E-08
c spessore tra i due riflettori
12 0 -1 -17 6 fill=4 imp:n=1 tmp=7.7556E-08
13 0 -1 -7 18 fill=4 imp:n=1 tmp=7.7556E-08
c contenimento esterno
14 0 -1 -19 8 fill=4 imp:n=1 tmp=7.7556E-08
15 0 -1 -9 20 fill=4 imp:n=1 tmp=7.7556E-08
c RIFLETTORE C1 bucato superiore e inferiore
16 2 -1.91 -10 u=5 imp:n=1 tmp=7.7556E-08 vol=6.28
17 4 -7.71 -11 10 u=5 imp:n=1 tmp=7.7556E-08 vol=13.82
18 2 -1.91 11 u=5 imp:n=1 tmp=7.7556E-08 vol=70.36
19 0 -103 104 -101 102 lat=1 fill=5 u=6 imp:n=1 tmp=7.7556E-08 vol=115.6
20 0 -1 15 -6 fill=6 imp:n=1 tmp=7.7556E-08
21 0 -1 -16 7 fill=6 imp:n=1 tmp=7.7556E-08
c RIFLETTORE C bucato superiore e inferiore
22 2 -1.91 -10 u=7 imp:n=1 tmp=7.7556E-08 vol=188.49
23 4 -7.71 -11 10 u=7 imp:n=1 tmp=7.7556E-08 vol=82.93
24 3 -1.9 11 u=7 imp:n=1 tmp=7.7556E-08 vol=422.16
25 0 -103 104 -101 102 lat=1 fill=7 u=8 imp:n=1 tmp=7.7556E-08 vol=693.6
26 0 -1 17 -8 fill=8 imp:n=1 tmp=7.7556E-08
27 0 -1 -18 9 fill=8 imp:n=1 tmp=7.7556E-08
c LATERALI
c vessel cilindro cavo
28 4 -7.71 1 -12 16 -15 imp:n=1 tmp=7.7556E-08
c quadranti riflettore C1 sopra e sotto
29 2 -1.91 1 -12 15 -6 imp:n=1 tmp=7.7556E-08
30 2 -1.91 1 -12 -16 7 imp:n=1 tmp=7.7556E-08
c riflettore C1 cilindro cavo
31 2 -1.91 -4 12 7 -6 imp:n=1 tmp=7.7556E-08
c quadranti HT9 sopra e sotto
32 4 -7.71 1 -4 -17 6 imp:n=1 tmp=7.7556E-08
33 4 -7.71 1 -4 -7 18 imp:n=1 tmp=7.7556E-08
c quadranti C sopra e sotto
34 3 -1.9 1 -13 -8 17 imp:n=1 tmp=7.7556E-08
35 3 -1.9 1 -13 -18 9 imp:n=1 tmp=7.7556E-08
c spessore tra riflettori HT9 cilindro cavo
36 4 -7.71 -13 4 -17 18 imp:n=1 tmp=7.7556E-08
c riflettore C cilindro cavo
37 3 -1.9 -5 13 9 -8 imp:n=1 tmp=7.7556E-08
c quadranti HT9 sopra e sotto
38 4 -7.71 1 -5 -19 8 imp:n=1 tmp=7.7556E-08
39 4 -7.71 1 -5 -9 20 imp:n=1 tmp=7.7556E-08
c contenitore esterno HT9 cilindro cavo
40 4 -7.71 5 -14 -19 20 imp:n=1 tmp=7.7556E-08
41 0 14:19:-20 imp:n=0

c alternative way to define outside world
c 2 0 #1 imp:n=0
c Surface Defintion Block
c
1 cz 278.88
2 pz 185.30
3 pz -185.30
4 cz 290.88
5 cz 352.88
6 pz 197.3
7 pz -197.3

```

```

8 pz 259.3
9 pz -259.3
10 cz 1.00
11 cz 1.20
12 cz 280.88
13 cz 292.88
14 cz 354.88
15 pz 187.30
16 pz -187.3
17 pz 199.3
18 pz -199.3
19 pz 261.3
20 pz -261.3
101 py 1.70
102 py -1.70
103 px 1.70
104 px -1.70

c Data Definition Block
m1      3007.37c  2.2036E-2
        92233.37c 7.3572E-4
        90232.37c 5.6618E-3
        9019.37c  4.7626E-2
m2      17035.37c 1.8092e-2
        12024.37c 6.0305e-3
        11023.37c 3.6183e-3
        19039.37c 2.4122e-3
m3      6000.37c  9.5261e-2
m4      24052.37c 1.0665e-2
        42098.37c 4.8368e-4
        28058.37c 4.7440e-4
        25055.37c 5.0680e-4
        74186.37c 1.3125e-4
        14028.37c 6.2785e-4
        23000.37c 2.7328e-4
        6000.37c  7.7269e-4
        26056.37c 7.0171e-2

c
c Source definition: Starting Watt spectrum
sdef erg=d1 pos=0 1.75 0 rad=d2 ext=d3 axs=0 0 1
spl -3
si2 0 0.30
si3 11
c
c
FC4 Flux all over the core
c u=2 è la cella 5 cioè la zona di reattore forato
F4:n u=2
E4      6.25E-7 1E-6 2E-6 4E-6 6E-6 8E-6 1E-5 2E-5 4E-5 6E-5
        8E-5 1E-4 2E-4 4E-4 6E-4 8E-4 1E-3 2E-3 4E-3 6E-3
        8E-3 1E-2 2E-2 3E-2 4E-2 5E-2 6E-2 7E-2 8E-2 9E-2
        1E-1 2E-1 3E-1 4E-1 5E-1 6E-1 7E-1 8E-1 9E-1 1
        2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 13 15 18 20

c
c
FC1 particelle che passano la superficie esterna del riflettore
c unione delle superfici 12 15 e 16 (somma sulle superfici)
F1:n (12 15 16)
C1 0 1
c
c Th232 cattura_assorbimento_fissione
F14:n (3<4)

```

```
FM14 1 232 102
M232 90232.37c 1
F24:n (3<4)
FM24 1 2321 -2
M2321 90232.37c 1
F34:n (3<4)
FM34 1 2322 -6
M2322 90232.37c 1
c U238 cattura_assorbimento_fissione
F44:n (3<4)
FM44 1 238 102
M238 92238.37c 1
F54:n (3<4)
FM54 1 2381 -2
M2381 92238.37c 1
F64:n (3<4)
FM64 1 2381 -6
M2382 92238.37c 1
c Pa233 cattura_assorbimento_fissione
F74:n (3<4)
FM74 1 233 102
M233 91233.37c 1
F84:n (3<4)
FM84 1 2331 -2
M2331 91233.37c 1
F94:n (3<4)
FM94 1 2332 -6
M2332 91233.37c 1
c U233 cattura_assorbimento_fissione
F104:n (3<4)
FM104 1 9233 102
M9233 92233.37c 1
F114:n (3<4)
FM114 1 92331 -2
M92331 92233.37c 1
F124:n (3<4)
FM124 1 92332 -6
M92332 92233.37c 1
c U235 cattura_assorbimento_fissione
F134:n (3<4)
FM134 1 235 102
M235 92235.37c 1
F144:n (3<4)
FM144 1 2351 -2
M2351 92235.37c 1
F154:n (3<4)
FM154 1 2352 -6
M2352 92235.37c 1
c Pu239 cattura_assorbimento_fissione
F164:n (3<4)
FM164 1 239 102
M239 94239.37c 1
F174:n (3<4)
FM174 1 2391 -2
M2391 94239.37c 1
F184:n (3<4)
FM184 1 2392 -6
M2392 94239.37c 1
c
kcode 2000 1.0 100 500 $ 400 cicli attivi
prtmp 0 0 -2
print
```

```
C -----  
C          BGCore input  
C -----  
C  
LIB  data/bgc_data_900K_1743i_25MeV_v7.mat  
POW  1e9  
SRC  0  
MCR  main.exe xsdir=900xs  
TRS  0.999  
FYS  Fast  
MAT  1 5.5e7 7.7556E-08 4.14  
TMS  365 1.0 10
```

Appendice 2

Per dare un'idea delle quantità di radionuclidi che sono prodotti in 10 anni di funzionamento nella miscela, si è sviluppata la seguente tabella che ordina la maggior parte dei radionuclidi prodotti in reattore secondo la loro massa. L'analisi è stata fatta sulla configurazione Omogenea Riflessa Lateralmente e su quella omogenea Riflessa Totalmente. I cambiamenti di concentrazione variano da qualche chilo a meno di un grammo.

Si è riportata la tabella con le masse di radionuclidi per la configurazione omogenea riflessa lateralmente. Vengono mostrare, a titolo puramente indicativo, le sezioni d'urto microscopiche di assorbimento all'energia media della configurazione, pari a 38 keV.

Concentrazione dopo 10 anni				
	ZZAAA	[g]	[Kg]	[b]
Th	902320	8.33E+07	8.33E+04	0.4509819
U	922330	1.14E+07	1.14E+04	4.701445638
U	922340	3.39E+05	3.39E+02	2.3059
Xe	541360	1.70E+05	1.70E+02	Risonanza
Ce	581420	1.42E+05	1.42E+02	0.015539
Ce	581400	1.32E+05	1.32E+02	Risonanza
Pr	591410	1.25E+05	1.25E+02	0.84781
Xe	541340	1.23E+05	1.23E+02	0.019971
Ba	561380	1.22E+05	1.22E+02	Risonanza
Nd	601430	1.19E+05	1.19E+02	0.18638
La	571390	1.15E+05	1.15E+02	Risonanza
Cs	551370	1.12E+05	1.12E+02	0.017775
Cs	551330	1.11E+05	1.11E+02	0.44709
Cs	551350	1.07E+05	1.07E+02	0.16451
Zr	400940	9.44E+04	9.44E+01	Risonanza
Zr	400930	9.34E+04	9.34E+01	0.07722
Xe	541320	9.33E+04	9.33E+01	0.038225
Nd	601440	9.03E+04	9.03E+01	0.063111
Zr	400920	8.90E+04	8.90E+01	Risonanza
Zr	400910	8.47E+04	8.47E+01	Risonanza
Mo	420950	8.26E+04	8.26E+01	0.31616
Zr	400960	8.01E+04	8.01E+01	Risonanza
Sr	380900	7.88E+04	7.88E+01	0.0117
Mo	420970	7.75E+04	7.75E+01	Risonanza
Y	390890	7.68E+04	7.68E+01	Risonanza
Mo	420980	7.50E+04	7.50E+01	Risonanza
Nd	601450	7.33E+04	7.33E+01	0.32897
Sr	380880	7.05E+04	7.05E+01	Risonanza
Tc	430990	7.02E+04	7.02E+01	0.83512

Xe	541310	6.57E+04	6.57E+01	0.26606
Mo	421000	6.35E+04	6.35E+01	Risonanza
Nd	601460	5.42E+04	5.42E+01	Risonanza
Rb	370870	5.15E+04	5.15E+01	0.020724
Te	521300	4.97E+04	4.97E+01	Risonanza
Ru	441010	4.51E+04	4.51E+01	0.87226
Pa	912330	4.40E+04	4.40E+01	2.059100186
Kr	360860	3.97E+04	3.97E+01	Risonanza
Ru	441020	3.78E+04	3.78E+01	0.15302
I	531290	2.95E+04	2.95E+01	0.40056
Nd	601480	2.79E+04	2.79E+01	0.12085
Rb	370850	2.21E+04	2.21E+01	0.241
Kr	360840	2.17E+04	2.17E+01	Risonanza
Sm	621470	2.10E+04	2.10E+01	0.7687
Rh	451030	2.06E+04	2.06E+01	0.7187967
Te	521280	1.71E+04	1.71E+01	Risonanza
Ru	441040	1.45E+04	1.45E+01	0.13608
U	922350	1.44E+04	1.44E+01	2.536
Sm	621490	1.42E+04	1.42E+01	1.377
Pm	611470	1.41E+04	1.41E+01	0.85171
Kr	360830	1.29E+04	1.29E+01	0.2133
Ce	581440	1.24E+04	1.24E+01	0.019978
Nd	601500	1.07E+04	1.07E+01	0.14067
Zr	400900	8.95E+03	8.95E+00	Risonanza
I	531270	8.05E+03	8.05E+00	0.63518
Pd	461050	7.29E+03	7.29E+00	1.0857
Sm	621520	5.98E+03	5.98E+00	0.39093
Sm	621510	5.60E+03	5.60E+00	2.3725
Kr	360850	5.04E+03	5.04E+00	0.0966
Sn	501260	3.75E+03	3.75E+00	0.0087
Pd	461060	3.62E+03	3.62E+00	0.2
Zr	400950	2.50E+03	2.50E+00	0.1107
Y	390910	2.25E+03	2.25E+00	0.06847
Eu	631530	2.19E+03	2.19E+00	2.0136
Cs	551340	2.07E+03	2.07E+00	0.97988
Ce	581410	1.84E+03	1.84E+00	0.2343
Sr	380890	1.75E+03	1.75E+00	0.0106
Pd	461070	1.71E+03	1.71E+00	1.1655
Pd	461080	1.36E+03	1.36E+00	0.17372
Te	521250	1.22E+03	1.22E+00	0.38319
Sm	621540	1.02E+03	1.02E+00	0.25238
Sb	511250	8.21E+02	8.21E-01	0.47503
Ba	561400	7.42E+02	7.42E-01	Risonanza
Pr	591430	7.41E+02	7.41E-01	0.08966
Ag	471090	6.60E+02	6.60E-01	0.71039
Pd	461100	6.38E+02	6.38E-01	0.1312
Ru	441060	6.25E+02	6.25E-01	0.079683

Sn	501240	5.66E+02	5.66E-01	Risonanza
U	922360	4.19E+02	4.19E-01	0.4956677
Sb	511230	3.99E+02	3.99E-01	0.26794
Cd	481110	3.97E+02	3.97E-01	0.115775
Ru	441030	3.85E+02	3.85E-01	0.49241
Sn	501220	3.61E+02	3.61E-01	Risonanza
Eu	631540	3.26E+02	3.26E-01	11.504
Sn	501200	3.25E+02	3.25E-01	Risonanza
Cd	481160	3.14E+02	3.14E-01	0.075386
In	491150	3.12E+02	3.12E-01	0.6851
Cd	481140	3.09E+02	3.09E-01	0.12355
Gd	641560	3.05E+02	3.05E-01	0.51115
Eu	631550	2.99E+02	2.99E-01	0.9204
Sn	501180	2.87E+02	2.87E-01	0.051747
Sn	501190	2.72E+02	2.72E-01	0.17962
Sn	501170	2.71E+02	2.71E-01	0.26831
Xe	541330	2.69E+02	2.69E-01	0.10335
Cd	481130	2.68E+02	2.68E-01	0.59933
Cd	481120	2.66E+02	2.66E-01	0.18661
I	531310	2.39E+02	2.39E-01	0.21908
Gd	641550	1.95E+02	1.95E-01	2.2691
Nd	601470	1.95E+02	1.95E-01	0.6888
Gd	641570	1.47E+02	1.47E-01	1.2652
Te	521320	1.24E+02	1.24E-01	Risonanza
La	571400	9.83E+01	9.83E-02	0.10568
Mo	420990	8.90E+01	8.90E-02	0.43154
Gd	641580	8.13E+01	8.13E-02	0.27863
Ce	581430	7.54E+01	7.54E-02	0.056254
Th	902330	2.53E+01	2.53E-02	0.752475
Tb	651590	2.09E+01	2.09E-02	1.7602
Y	390900	2.03E+01	2.03E-02	0.041469
Xe	541350	1.82E+01	1.82E-02	0.05196
Pm	611490	1.72E+01	1.72E-02	0.82114
Gd	641600	7.94E+00	7.94E-03	0.15493
Sn	501230	5.70E+00	5.70E-03	0.30514
Rh	451050	5.11E+00	5.11E-03	0.74569
Sn	501250	4.72E+00	4.72E-03	0.0775
Pm	611510	3.99E+00	3.99E-03	0.80582
Ba	561390	2.92E+00	2.92E-03	Risonanza
Sm	621530	2.49E+00	2.49E-03	0.69513
Eu	631560	2.15E+00	2.15E-03	0.41522
Te	521270	1.46E+00	1.46E-03	0.76788
Ag	471110	1.37E+00	1.37E-03	0.61923
Ru	441050	6.42E-01	6.42E-04	0.326
Nd	601490	5.59E-01	5.59E-04	Risonanza
Te	521290	5.49E-01	5.49E-04	0.64491
Pa	912340	5.03E-01	5.03E-04	Risonanza

Te	521310	3.80E-01	3.80E-04	Risonanza
Cd	481150	3.19E-01	3.19E-04	0.15418
Pd	461090	1.81E-01	1.81E-04	Risonanza
Sn	501210	1.53E-01	1.53E-04	Risonanza
U	922370	8.83E-02	8.83E-05	1.005
Tb	651610	9.10E-03	9.10E-06	Risonanza
Gd	641590	8.76E-03	8.76E-06	Risonanza
Pu	942390	5.24E-03	5.24E-06	1.9499
Er	681660	3.96E-03	3.96E-06	0.64812
U	922380	2.37E-03	2.37E-06	0.38200022
Er	681680	1.95E-04	1.95E-07	0.30237
Pu	942400	7.47E-05	7.47E-08	0.7276
Pu	942410	7.80E-07	7.80E-10	2.91319
Np	932390	2.02E-07	2.02E-10	2.23
Er	681700	5.02E-08	5.02E-11	0.18933
Am	952410	3.77E-08	3.77E-11	2.25
Tm	691710	3.39E-09	3.39E-12	Risonanza
U	922390	1.03E-09	1.03E-12	1.5182
Cm	962420	2.76E-10	2.76E-13	0.29419
Am	952430	5.16E-11	5.16E-14	1.875
Am	952420	2.26E-12	2.26E-15	0.56239
Er	681710	2.20E-12	2.20E-15	Risonanza
Cm	962430	2.13E-12	2.13E-15	0.64876
Cm	962440	1.08E-12	1.08E-15	0.84968
Er	681720	4.81E-14	4.81E-17	Risonanza
Cm	962450	1.11E-14	1.11E-17	0.64771
Am	952400	3.09E-16	3.09E-19	Risonanza
Am	952440	1.11E-16	1.11E-19	0.75365
Cm	962460	6.29E-17	6.29E-20	0.63669
Cm	962410	2.55E-17	2.55E-20	0.23385
Er	681730	4.99E-18	4.99E-21	Risonanza
Cm	962470	3.77E-19	3.77E-22	0.659
Cm	962400	1.08E-19	1.08E-22	Risonanza
Am	952390	3.08E-20	3.08E-23	Risonanza
Tm	691660	0.00E+00	0.00E+00	Non si forma
Am	952380	0.00E+00	0.00E+00	Non si forma
Am	952450	0.00E+00	0.00E+00	Non si forma
Cm	962480	0.00E+00	0.00E+00	Non si forma
Cm	962490	0.00E+00	0.00E+00	Non si forma
Cm	962500	0.00E+00	0.00E+00	Non si forma
Cf	982480	0.00E+00	0.00E+00	Non si forma
Cf	982490	0.00E+00	0.00E+00	Non si forma
Cf	982500	0.00E+00	0.00E+00	Non si forma
Cf	982510	0.00E+00	0.00E+00	Non si forma
Cf	982520	0.00E+00	0.00E+00	Non si forma

Bibliografia

- [1] C. W. FORSBERG, "Molten Salt Reactors (MSRs)," Proc. Americas Nuclear Energy Symposium, ANES 2002, Miami, Florida, October 16–18, 2002, American Nuclear Society, La Grange Park, Illinois (2002).
- [2] C. W. FORSBERG, C. RENAULT, C. LeBRUN, and V. IGNATIEV, "Liquid Salt applications and Molten Salt Reactors," CD-ROM , Paper 7596, Proc. 2007 international Congress on Advances in Nuclear Power Plants, May 13–18, 2007, Nice, France (2007)
- [3] C. W. Forsberg, "Thermal- and Fast-Spectrum Molten Salt Reactors for Actinide Burning and Fuels Production," Proc. Global 2007: Advanced Nuclear Fuel Cycles and Systems, Boise, Idaho, September 9-13, 2007, American Nuclear Society, La Grange Park, Illinois.
- [4] Briant, Raymond C.; Alvin M. Weinberg (1957). "Molten Fluorides as Power Reactor Fuels". *Nuclear Science and Engineering*; 2,797–803. http://www.energyfromthorium.com/pdf/NSE_moltenFluorides.pdf Retrieved on 2008-05-18.
- [5] Claudio Nicolino, Giovanni Lapenta, Sandra Dulla, Piero Ravetto. "Coupled dynamics in the physics of molten salt reactors", *Annals of Nuclear Energy*, Volume 35, Issue 2, February 2008, Pages 314-322.
- [6] Shisheng Wang, Andrei Rineiski, Werner Maschek. "Molten salt related extensions of the SIMMER-III code and its application for a burner reactor". *Nuclear Engineering and Design*, Volume 236, Issues 14-16, August 2006, Pages 1580-1588.
- [7] Zhang, D. Qiu, S. Su, G. Jia, D. "Estimation of thermodynamic properties of the ternary molten salt system, LiF-NaF-BeF₂, by the modified Peng-Robinson equation". *FRONTIERS OF ENERGY AND POWER ENGINEERING IN CHINA*, 2007, VOL 1; NUMBER 2, pages 174-180
- [8] C. W. FORSBERG and E. Greenspan, "Molten Salt Reactors (MSRs): Coupling Spent Fuel Processing and Actinide Burning," *Advances in Nuclear Fuel Management III*, American Nuclear Society, Hilton Head, South Carolina, October 5B7, 2003.
- [9] Victor IGNATIEV, Olga FEYNBERG, Aleksandr MERZLYAKOV, Vladimir SMIRNOV, Aleksandr SURENKOV, Aleksandr TATAUROV, Galina VANUKOVA, Raul ZAKIROV, Vladimir SUBBOTIN, Andrei TOROPOV, Aleksandr PANOVA, Valery AFONICHKIN, Vladimir KHOKHLOV, "Integrated Study of Molten Na, Li, Be/F Salts for LWR Waste Burning in Accelerator Driven and Critical Systems" *Proceedings of GLOBAL 2005*, Tsukuba, Japan, Oct 9-13, 2005, Paper No. 027
- [10] L. Mathieu, D. Heuer, R. Brissot, C. Garzenne, C. Le Brun, D. Lecarpentier, E. Liatard, J.-M. Loiseaux, O. Méplan, E. Merle-Lucotte, A. Nuttin, E. Walle, J. Wilson. "The thorium molten salt reactor: moving on from the MSBR. *Progress in Nuclear Energy*, Volume 48, Issue 7, September 2006, Pages 664-679

- [11]VICTOR IGNATIEV "NEUTRONIC, FUEL AND MATERIAL PROPERTIES OF A MOLTEN SALT TRANSMUTER" 123182, RRC-Kurchatov Institute, Moscow, RF. In: Technical Meeting on "Review of Solid and Mobile Fuels for Partitioning and Transmutation Systems"
- [12]Delpech S., Merle-Lucotte E., Heuer D., Allibert M., Ghetta V., Le-Brun C., Doligez X.,Picard G., "Reactor physic and reprocessing scheme for innovative molten salt reactor system", Journal of Fluorine Chemistry, 130 (1), p.11-17, Jan 2009
- [13]Mourogov A.,Bokov P.M. "Potentialities of the fast spectrum molten salt reactor concept: REBUS-3700 ", Energy Conversion and Management, 47 (17), p.2761-2771, Oct 2006
- [14]Pavel Hejzlara,Neil E. Todreas, Eugene Shwageraus, Anna Nikiforova, Robert Petroski, Michael J. Driscoll, "Cross-comparison of fast reactor concepts with various coolants" , Nuclear Engineering and Design.
- [15]J. R. Lamarsh, A. J. Baratta, "Introduction to nuclear Engineering", Chapter 5.
- [16]C. Lombardi, "Impianti Nucleari"
- [17]Janz, G. J., Thermodynamic and Transport Properties of Molten Salts: Correlation Equations for Critically Evaluated Density, Surface Tension,Electrical Conductance, and Viscosity Data, *J. Phys. Chem. Ref. Data*, 17, Suppl. 2, 1988
- [18]K.L. Hopkinson, B.J.Marsden,G.Dundulis,V.Kopustinskas, M. Liaukonis, J.Augutis , E. Uspuras, "Prediction of fuel channel—graphite gas-gap behaviour in RBMK reactors", Nuclear Engineering and Design 223 (2003) 117–132
- [19]O. Benes, R.J.M. Konings, "Thermodynamic properties and phase diagrams of fluoride salts for nuclear applications" Journal of Fluorine Chemistry 130 (2009) 22-29
- [20]G. Guglielmini, C. Pisoni, "introduzione alla trasmissione del calore"
- [21]Merle E. Bunker, "Early Reactors From Fermi's Water Boiler to Novel Power Prototypes", LOS ALAMOS SCIENCE Winter/Spring 1983
- [22]E.G.Bohlmann, J.A.Lane, P.R.Kasten, H.F.McDuffie,J.P.McBride, R.A.McNees, C.L.Segaser,D.G.Thomas,I.Spiewak, "AQUEOUS HOMOGENEOUS REACTORS" part I, Oak Ridge National Laboratory
- [23]R.J. DiMelfi, E.E. Gruber, and J.M. Kramer, "Microstructural evolution in a ferritic martensitic stainless steel and its relation to high- temperature deformation and rupture models",RE-207, Argonne National Laboratory