

ALMA MATER STUDIORUM - UNIVERSITÀ DI BOLOGNA

SCUOLA DI INGEGNERIA

DIPARTIMENTO DI INGEGNERIA INDUSTRIALE

CORSO DI LAUREA MAGISTRALE IN INGEGNERIA ENERGETICA

TESI DI LAUREA

in

Evoluzione storica e tecnologica dell'energia nucleare M

**PROGETTAZIONE PRELIMINARE DELLA PRIMA CARICA DI
NOCCIOLO DEL REATTORE GEN-IV REFRIGERATO A PIOMBO
ALFRED**

CANDIDATO
Francesco Cani

RELATORE:
Prof.Ing. Domiziano Mostacci

CORRELATORI
Ing. Francesco Lodi
Ing. Giacomo Grasso

Anno Accademico 2020/21

Sessione II

Indice

CAPITOLO 1 - INTRODUZIONE	6
1.1 LA DECARBONIZZAZIONE	6
1.2 LA IV GENERAZIONE	7
1.2.1 SOSTENIBILITA'	8
1.2.2 SICUREZZA	9
1.3 IL PROGETTO ALFRED.....	12
CAPITOLO 2 – IL NOCCIOLO DI ALFRED	15
2.1 CONFIGURAZIONE DI RIFERIMENTO	15
2.1.1 ELEMENTO DI COMBUSTIBILE	16
2.1.2 ELEMENTI ASSORBITORI	18
2.1.3 ELEMENTI DUMMY	20
2.1.4 ELEMENTO DI PROVA	20
2.2 L'APPROCCIO A STAGE	20
2.3 I VINCOLI TIPICI DEL PROGETTO DEL NOCCIOLO DI UN LFR	23
2.4 IL PROBLEMA DELLA PRIMA CARICA.....	25
CAPITOLO 3 – IL CODICE ERANOS	29
3.1 DEFINIZIONE DI BASE DEI CAMPI NEUTRONICI.....	29
3.1.1 LA SEZIONE D'URTO MACROSCOPICA	29
3.1.2 IL FLUSSO NEUTRONICO	31
3.2 IL CODICE ERANOS	33
3.2.1 ECCO	35
3.2.2 TGV-VARIANT	47
3.2.3 MODULO EVOLUTION.....	49
3.3 IL MODELLO ERANOS DI ALFRED.....	51
3.3.1 IL MODELLO DELLE CELLE	51
3.3.2 IL MODELLO DI NOCCIOLO	52
3.3.3 IL MODELLO EVOLUTIVO	55
CAPITOLO 4 – LA CONFIGURAZIONE DELLA PRIMA CARICA	57
4.1 STRATEGIA DI COMPENSAZIONE DELLA REATTIVITA' INIZIALE	57
4.2 EVOLUZIONE DELLA REATTIVITA'	60
4.3 DISTRIBUZIONI DI POTENZA OTTENUTE.....	62
4.3.1 POTENZA A LIVELLO DELL'ELEMENTO	62
4.3.2 POTENZA A LIVELLO DELLA PIN	63
4.3.3 POTENZA ASSIALE.....	64

<i>4.3.4 RIASSUNTO</i>	65
<i>4.4 DISTRIBUZIONI DI TEMPERATURA OTTENUTE</i>	65
<i>4.5 STRATEGIA DI ORIFIZIATURA</i>	68
<i>CAPITOLO 5 - CONCLUSIONI</i>	70
<i>BIBLIOGRAFIA</i>	71

RINGRAZIAMENTI

Concludo questo percorso formativo ringraziando, innanzitutto, coloro con cui ho trascorso l'ultimo anno, i ragazzi del centro ricerche Ezio Clementel dell'ENEA di Bologna, dove ho trovato un'accoglienza cordiale e calorosa, che mi ha messo subito a mio agio. Ringrazio in particolar modo i miei correlatori, l'ing. Francesco Lodi e l'ing. Giacomo Grasso, per il tempo da loro dedicatomi senza esitazione, mettendo a disposizione le loro smisurate conoscenze ed esperienza, con disponibilità e cordialità sin da subito.

In ambito accademico, inoltre, un ringraziamento speciale va al professor Mostacci, per la competenza e la professionalità dimostrate sia nell'arco della laurea triennale, che durante quella magistrale, rendendosi particolarmente disponibile anche e soprattutto in questo mio ultimo percorso di tesi.

Infine, un pensiero non può che andare a chi ha condiviso gli alti e bassi di questa esperienza universitaria, anno dopo anno, e cioè i miei amici ed i miei familiari, che ringrazio con tutto il cuore per avermi sempre sostenuto, incondizionatamente.

CAPITOLO 1 - INTRODUZIONE

La tesi tratta della produzione di energia elettrica attraverso la tecnologia nucleare, e dei punti cardine sui quali si basa la quarta ed ultima generazione di reattori. Il lavoro verte sul motivo per il quale la prima carica di combustibile di un qualsiasi reattore nucleare si differenzia dalle altre, e sulle logiche della sua progettazione. In particolare, è stato effettuato un dimensionamento di massima della prima carica di un reattore di nuova generazione, ALFRED.

La tesi segue un percorso organico, che parte dai diktat che delineano i reattori di nuova concezione, per arrivare fino ai metodi con cui i vincoli, derivanti dalle sopracitate imposizioni, vengono rispettati all'atto pratico, dal punto di vista progettuale. Strumentale alla comprensione del contesto del lavoro è inoltre la conoscenza delle criticità e i punti di forza delle nuove tipologie d'impianto, evidenziando le migliorie apportate dalle future installazioni rispetto a quelle passate e che attualmente sono in funzione.

1.1 LA DECARBONIZZAZIONE

In un'ottica di riduzione dei quantitativi di CO₂ immessi nell'atmosfera, con una prevista crescita della domanda di energia elettrica sul mercato anche a seguito dell'inevitabile elettrificazione dei trasporti, servirebbe una fonte energetica affidabile e pulita. Il cambiamento deve però essere effettuato in maniera graduale, per non gravare eccessivamente sulle tasche dei cittadini, con al contempo la necessità di solidità energetica, quella che le energie rinnovabili hanno evidenziato non riuscire a garantire, avendo lacune per ciò che riguarda il sostentamento continuativo della rete e la bassa densità di potenza. Inoltre, la scarsa efficienza delle tecnologie di accumulo del giorno d'oggi fa abbassare ulteriormente la resa energetica ed economica. A tutto ciò si deve aggiungere l'inquinamento ambientale che deriva dall'utilizzo di energia eolica e fotovoltaica, le due principali fonti rinnovabili, dato sia da un aspetto visivo, dovuto principalmente alle grandi dimensioni di questi impianti, sia dai materiali che li costituiscono. Le tecnologie a nostra disposizione ci impediscono di sfruttare appieno le potenzialità delle fonti energetiche rinnovabili, e la natura stessa dei materiali costituenti tali tecnologie, li rendono di difficile smaltimento. Discorso che vale maggiormente per i materiali fotosensibili utilizzati nella produzione dei pannelli fotovoltaici, ma anche per il metallo con il quale vengono fabbricate le pale eoliche, e soprattutto le batterie nelle quali viene immagazzinata l'energia elettrica prodotta. Per quanto riguarda il nucleare, esso si candida allora a rivestire un ruolo primario nella decarbonizzazione prevista entro il 2050, formalmente riconosciuta da accordi internazionali quali il Net Zero Emissions by 2050 (NZE2050), [1], attraverso cui ci si prefigge di arrivare ad azzerare le emissioni. Date le condizioni attuali, tali obiettivi possono essere perseguibili unicamente tramite una transizione energetica guidata, e resa sostenibile, anche attraverso il passaggio a tecnologie di produzione di energia come quella nucleare, con una resa energetica superiore alle concorrenti, un livello di sviluppo oramai abbastanza elevato da renderla economicamente e tecnologicamente competitiva. Vengono portati dati forniti dall'IEA [2], che

rendono una visione critica sul panorama energetico attuale, e fanno prospetti su ciò che potrà avvenire da qui al 2050 (FIG. 1 e FIG. 2).

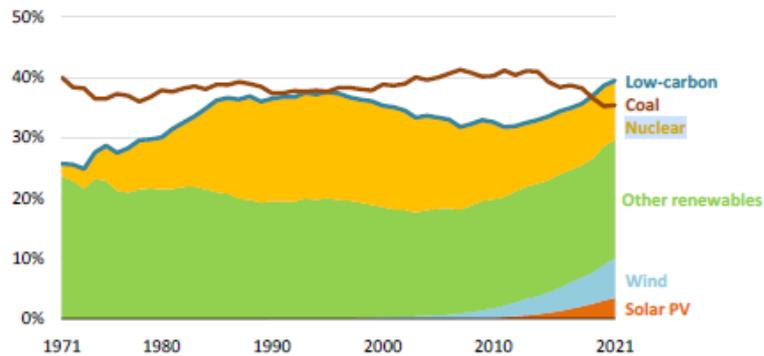


FIG. 1: Rappresentazione dello sviluppo energetico dal 1971 al 2021.

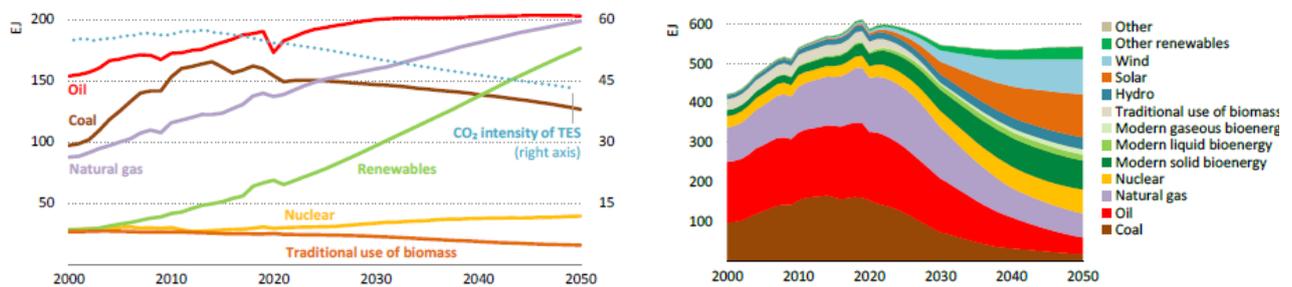


FIG. 2: Prospetti, fino al 2050 partendo dal 2000, di produzione energetica dalle varie fonti, e relative emissioni.

A tal proposito viene riportato dall'IEA come, dal punto di vista economico, il ritorno maggiore si avrebbe allungando la vita dei reattori attualmente funzionanti, però, con un contemporaneo incremento dei rischi e limiti associati ad una strategia del genere. La scelta preferibile dal punto di vista della sicurezza e della sostenibilità ambientale ed economica, sarebbe optare per la costruzione di nuovi reattori, progettati con tecnologie di nuova concezione, ma quest'ultime richiedono, per il funzionamento, dei componenti che devono ancora subire un processo di qualifica e garanzia di sicurezza prima di procedere alla serializzazione industriale.

A livello internazionale, i credo del "nuovo" nucleare sono promossi dal Generation IV International Forum (GIF IV). Quest'ultimo, infatti, si occupa della diffusione degli obiettivi avveniristici dei reattori di nuova concezione, i quali si prepongono:

- 1) un incremento della sicurezza
- 2) e della non proliferazione,
- 3) ed inoltre hanno come caposaldo la sostenibilità ambientale
- 4) ed economica.

1.2 LA IV GENERAZIONE

Si sono quindi definite le caratteristiche distintive della IV generazione dalle precedenti. Essa si differenzia da quelle del passato in quanto si prefigge un raggiungimento di standard di qualità e sicurezza molto elevati; i

più elevati possibile per lo stato attuale della tecnica, le capacità ad ora a disposizione, ed i compromessi da dover raggiungere a livello economico-tecnologico per rendere vantaggiosa la produzione di energia elettrica con il nucleare. Infatti, entro la IV generazione, rientrano una gamma di 6 filiere tecnologiche, riportati in TAB. 1, in base alle principali caratteristiche distintive.

TAB. 1: Dati salienti dei reattori di IV generazione promossi dal GIF.

Caratteristiche Tipologia	Ciclo combustibile	Spettro energetico neutroni	Refrigerante (S, L, G)	Taglia [MWel]	Range termico [°C]
Lead cooled Fast Reactor	Chiuso	Veloce	Piombo(L)	Piccola-Grande	480-600
Very High Temperature Reactor	Aperto	Termico	Elio(G)	Piccola	900-1000
Super Critical Water Reactor	Aperto/chiuso	Termico	Acqua(L-G)	Piccola-Grande	510-625
Molten Salt Reactor	Chiuso	Termico/Veloce	Sali fusi(L)	Grande	700-800
Sodium cooled Fast Reactor	Chiuso	Veloce	Sodio(L)	Piccola-Grande	500-550
Gas cooled Fast Reactor	Chiuso	Veloce	Gas(G)	Grande	850

1.2.1 SOSTENIBILITA'

Sono risultati molto allettanti i reattori funzionanti con spettro "veloce" i quali possono, grazie alle loro caratteristiche neutroniche intrinseche, funzionare anche con combustibile derivante dal riprocessamento dell'Uranio arricchito esausto, usato nei reattori dell'attuale generazione. Difatti, attualmente, una volta ultimato il suo ciclo di irraggiamento in nocciolo, il combustibile viene stoccato in depositi naturali o artificiali, fino al raggiungimento di livello di radiotossicità equivalenti ai livelli naturalmente presente nell'ambiente. Ciò costringe i produttori di elettricità ad un parziale spreco energetico, non sfruttando pienamente il potenziale del materiale fissile, e di conseguenza economico, oltre che ad uno sforzo organizzativo notevole per essere in grado di pianificare il processo di smaltimento del combustibile esausto. Quanto sopra detto scompare nei reattori "veloci" il che conferisce maggiore sostenibilità ambientale alla produzione elettrica nucleare. Il combustibile, alla fine del riprocessamento può infatti essere formato non più da Uranio arricchito, bensì da una miscela di Uranio¹ e Plutonio (ed eventualmente altri attinidi minori da bruciare). È principalmente per questo motivo, la chiusura del ciclo del combustibile, che i reattori di IV generazione "veloci", richiamano notevole interesse tecnologico nello sviluppo futuro dei reattori e nel panorama energetico globale, siccome si prospetterebbe una drastica riduzione delle scorie da smaltire, in volume e pericolosità, con conseguente incremento della sicurezza per l'ambiente circostante. I reattori "veloci" vanno quindi a favore della sostenibilità dal punto di vista ambientale, ma anche per ciò che concerne la non proliferazione, in quanto l'utilizzo di miscele Uranio-Plutonio ed eventuali attinidi minori rende più difficile la diversione di materiale nucleare per scopi non civili.

¹ L'Uranio può in questo caso anche essere depleto, cioè lo scarto che si ottiene dal processo di arricchimento, con un ulteriore vantaggio in termini di sostenibilità grazie al migliore sfruttamento delle risorse disponibili.

1.2.2 SICUREZZA

Inoltre, viene, nella IV generazione, rafforzata e resa più pervasiva, sin dai primi step progettuali, l'applicazione del concetto di Defense In Depth (DID), la difesa in profondità. La DID sta alla base della progettazione nucleare ed è così definita: è una distribuzione gerarchica indipendente, di differenti livelli di attrezzature e procedure, attuate in maniera ridondante al fine di mantenere l'efficacia delle barriere fisiche interposte tra il materiale radioattivo (la possibile sorgente di danno) e l'ambiente (il soggetto da proteggere), in qualsiasi condizione d'operatività. Attraverso la DID si implementano le tre Fundamental Safety Functions, funzioni la cui attuazione contribuisce a garantire un elevato livello di sicurezza dell'impianto. Le Fundamental Safety Functions sono:

1. Controllo della reattività
2. Asportazione del calore
3. Confinamento della radioattività

La reattività rappresenta infatti il parametro indicatore dello stato del reattore e può assumere valori reali tra $-\infty$ e 1. Se è minore di zero il reattore sarà sottocritico e tenderà a spegnersi, mentre se sarà superiore a zero le condizioni del reattore divergeranno. Dovrà quindi assumere un valore, durante il funzionamento, il più possibile prossimo a zero o in ogni caso essere sotto il controllo del gestore dell'impianto.

Il calore sarà invece legato alla potenza termica ed elettrica prodotta. Esso dovrà quindi essere continuamente asportato al fine di mantenere i valori di temperatura nel sistema entro un certo range.

L'ultima funzione ribadisce l'importanza del fatto che il materiale radioattivo non abbia la possibilità di entrare in contatto con qualsiasi cosa che sia esterna al contenimento principale. Il combustibile quindi, e tutto ciò che gli è venuto a contatto, dovrà essere contenuto in un volume da noi accessibile e controllabile, monitorandolo costantemente affinché non si abbiano eventi incontrollati che diano luogo ad una dispersione in ambiente.

La difesa in profondità consta quindi in un continuo apprendimento dalle esperienze operative pregresse, al fine di estendere il concetto di DID stessa: introdurre misure addizionali incrementando la ridondanza, ed implementare procedure innovative seguendo l'evoluzione dei parametri del reattore. Di conseguenza, per mettere in atto una buona difesa in profondità, c'è la necessità che ci sia anche un'ottima cultura della sicurezza, che si traduce per l'appunto nell'apprendere dagli errori passati, nella consapevolezza dei rischi associati alla produzione nucleare e tutto ciò che la concerne.

All'atto pratico, la DID è costituita da barriere multiple, indipendenti tra loro, e diversificate. Si può trattare di barriere fisiche, così come la guaina che circonda il combustibile, il refrigerante stesso, oppure il reactor vessel che contiene il reattore, ed il contenimento principale che è una struttura esterna funzionale all'isolamento totale della parte nevralgica dell'impianto dall'ambiente intorno. Altrimenti possono essere

barriere gestionali, come la garanzia di qualità dei componenti, o procedurali, come la stesura di piani di risposta emergenziali.

Grazie a caratteristiche intrinseche dei materiali utilizzati e ad accorgimenti costruttivi, i nuovi reattori superano di gran lunga quelli passati per quanto riguarda i coefficienti di sicurezza e la capacità dei sistemi rivolti a contenere i danni durante un evento incidentale o una situazione d'emergenza. Sono quindi definiti sistemi specifici per ogni particolare tipo di operazione. Lo stato nel quale il reattore si può trovare è classificato attraverso cinque situazioni operative, le quali a loro volta strutturano i livelli in cui la DID si articola, ovvero le procedure e gli interventi attuabili, necessari al fine di mantenere il controllo sul reattore:

- **Normal Operation (NO):** Operazioni di routine, il reattore è a regime, in condizioni nominali. Il primo livello della DID mira a prevenire deviazioni da questo stato.
- **Anticipated Operations Occurrence (AOO):** Sono gli incidenti la cui frequenza di accadimento è confrontabile con la vita dell'impianto, vi è dunque la possibilità concreta che durante l'arco di funzionamento del reattore avvenga un evento simile (da ciò la parola "anticipated"). Il secondo livello della DID concerne quindi le operazioni necessarie per riportare il reattore in condizioni nominali, qualora sia avvenuto un guasto anticipato.
- **Design Basis Accident (DBA):** Un incidente di riferimento il cui accadimento è ipotizzato in fase di progettazione per dimensionare i sistemi di sicurezza dell'impianto, in modo da garantire che eventuali rilasci di radioattività siano entro i limiti di legge, anche considerando tutte le incertezze di progetto. Data la bassa probabilità di accadimento non sono attesi accadere durante la vita dell'impianto. Il terzo livello della DID comprende quindi le operazioni ed i sistemi necessari per fermare la sequenza incidentale portando il reattore in uno stato di sicurezza.
- **Design Extension Condition (DEC):** Situazioni incidentali a bassissima probabilità, non direttamente considerate a progetto, ma per le quali la risposta del sistema è comunque analizzata e che vengono utilizzate come feedback per incrementare ulteriormente la sicurezza complessiva dell'impianto. Data la probabilità di tali eventi non è richiesta l'inclusione delle incertezze nella loro valutazione. Il quarto livello della DID mira quindi a controllare, o comunque mitigare, tali sequenze incidentali evitando la loro progressione ed il possibile danneggiamento diffuso del nocciolo e del contenimento.
- **Offsite Emergency Response (OER):** Nel (remoto) caso in cui l'evento incidentale sia progredito a livello tale da aver superato, in modo più o meno parziale, tutte le barriere fisiche interposte tra il materiale radioattivo e l'ambiente, l'OER include il piano di emergenza per l'evacuazione della popolazione circostante al territorio del reattore. È l'ultimo livello della DID e mira a mitigare le conseguenze dell'incidente sulla popolazione e l'ambiente.

Va qui sottolineata la differenza tra protezione e mitigazione incidentale. La prima, è volta ad impedire che un qualsiasi evento incidentale avvenga mentre, la seconda a minimizzare qualsiasi tipo di danno quando ormai l'incidente è già avvenuto. Ad ognuna delle cinque condizioni soprascritte, è associata una probabilità più o meno alta che si verifichi. Ovviamente, con l'aumentare della gravità della situazione, la probabilità associata a quell'evento va via via diminuendo (si veda FIG. 3).

Tra gli ambiziosi obiettivi di sicurezza dei reattori di IV generazione vi è appunto il progressivo accantonamento degli OERs, grazie ad un aumento considerevole dell'affidabilità e della robustezza dei sistemi di sicurezza, allo scopo di incrementare anche la considerazione sociale dell'energia nucleare. Il freno preponderante alla produzione di energia elettrica per utilizzo civile è infatti individuabile nella popolazione stessa e nello scetticismo che essa riserva nei confronti dei reattori, a causa principalmente degli incidenti pregressi e delle loro conseguenze sulle persone, dirette o meno che siano. Motivo per cui, gli ambiziosi obiettivi della IV generazione sono volti a diminuire questo scetticismo ed incrementare l'accettazione sociale della fonte energetica in questione.

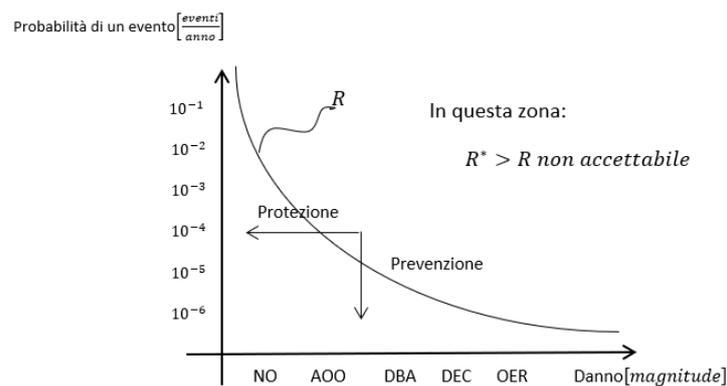


FIG. 3: Grafico rappresentante il rischio (R), associato ad un evento incidentale, definito come il prodotto tra probabilità e danno. Viene riportata inoltre una curva iso-rischio, per spiegare l'effetto di compensazione tra probabilità e conseguenze dell'evento incidentale.

Le autorità che sovrintendono le attività riguardanti il nucleare, impongono il rispetto di requisiti molto stringenti. A tal proposito un parametro importante da definire quando si parla di nuove tecnologie è il Technology Readiness Level (TRL). Il TRL è un indicatore di quanto una tecnologia sia sviluppata a livello industriale, sta cioè ad indicare il livello di progresso al quale si è giunti partendo dall'idea iniziale, passando per le fasi di qualifica dei prototipi, fino ad arrivare alla realizzazione industriale. Durante il lasso temporale che porta al TRL massimo, corrispondente alla produzione industriale, si susseguono varie fasi per l'appunto, che possono essere suddivise schematicamente (si veda FIG. 4). Esse consistono nella partenza da un concetto iniziale che, una volta testato in laboratorio, andrà validata e dimostrata funzionante in condizioni rilevanti per la tecnologia in esame. È proprio l'opera di qualifica, ovvero di validazione e dimostrazione in

condizioni significative, che deve essere fatta per i reattori di IV generazione, dal momento che i principi di funzionamento e alcuni loro componenti sono differenti rispetto a quelli in funzione al giorno d'oggi.

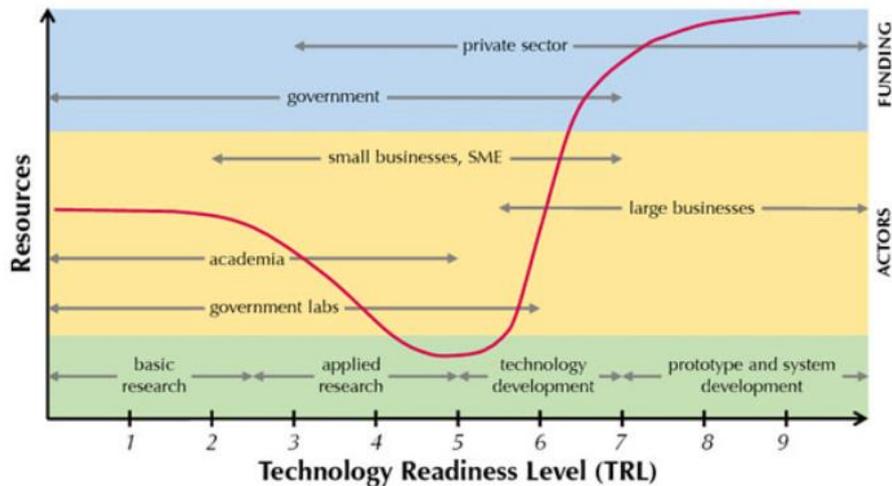


FIG. 4: Scansione economico-temporale dell'evoluzione di una tecnologia.

1.3 IL PROGETTO ALFRED

Tra i reattori funzionanti nello spettro veloce dei neutroni il GIF, negli ultimi anni, ha riportato all'attenzione una tecnologia proposta per la prima volta dall'URSS negli anni '50: vale a dire quella del piombo. Ed è qui che si inserisce nello specifico il lavoro di tesi, infatti, ci si è occupati della realizzazione della prima carica di combustibile del reattore ALFRED (il motivo per cui questa si differenzia dalle altre ricariche è spiegato in dettaglio nella Sezione 2.4).

L'acronimo di ALFRED racchiude le informazioni necessarie a comprendere di che cosa si tratta: Advanced Lead-cooled Fast Reactor European Demonstrator. Di conseguenza si può evincere che sarà un reattore raffreddato a piombo, e dovrà fungere da dimostratore europeo per la medesima tecnologia. Difatti si è optato per questa scelta strategica, pensando di qualificare i componenti contenuti all'interno di un LFR direttamente testandoli in un ambiente in condizioni significative, costruendo un reattore rappresentativo della suddetta tecnologia, ma di taglia inferiore. Quindi ALFRED non costituisce un prototipo degli LFR, ma ne rappresenta le condizioni di funzionamento e può essere visto a tutti gli effetti come il prototipo di un SMLFR (Small Modular LFR). ALFRED consentirà quindi di innalzare il TRL della filiera piombo tra i due valori di 6 e 7, a seconda che venga considerato un LFR o un SMLFR.

La progettazione, e relativa costruzione che avverrà in Romania, è stata affidata al consorzio internazionale Fostering ALFRED CONstruction (FALCON), di cui l'ENEA è responsabile del progetto di nocciolo.

Per quel che riguarda gli aspetti tecnologici, gli LFR apportano indubbi vantaggi che però vanno raffrontati coi difetti intrinseci, i quali vanno attentamente tenuti in considerazione in fase progettuale. In TAB. 2 sono riassunti brevemente i pro e i contro dell'utilizzo di piombo come liquido refrigerante.

TAB. 2: Pregi e difetti derivanti dall'utilizzo di piombo come liquido refrigerante.

PRO	CONTRO
Temperatura di evaporazione elevata	Densità elevata che si riflette in alta inerzia
Densità elevata	Alta interazione coi metalli del nocciolo
Bassa reattività con i fluidi presenti nel nocciolo	
Ottima capacità di asportazione del calore	
Ottime proprietà di schermaggio e ritenzione prodotti di fissione.	

Tra i pregi possono essere elencati l'alta temperatura di ebollizione, le ottime capacità di asportazione del calore, e la bassa reattività chimica posseduta. Risulta infatti essere inerte con le sostanze preponderanti di un reattore, al contrario ad esempio del Sodio che ha reazioni incontrollate a contatto con ossigeno anche a basse temperature.

Lo svantaggio principale connesso all'utilizzo di piombo è rappresentato dall'alta densità. In taluni casi ciò è a vantaggio di sicurezza favorendo all'occorrenza attuazioni di tipo passivo ed eventualmente un ricircolo naturale del refrigerante. Mentre in altri casi costituisce un grosso problema in quanto da questa caratteristica fisica intrinseca ne deriva una forte inerzia del liquido di raffreddamento durante eventi di tipo sismico per esempio. Un altro fenomeno svantaggioso, intrinseco nella chimica dei materiali e che verrà discusso nel dettaglio in seguito, è la corrosione. Si tratta di un fenomeno che comporta l'asportazione selettiva di materiale da parte del refrigerante a danno delle guaine metalliche. Ciò può causare, oltre una perdita della funzione di confinamento con una dispersione del materiale radioattivo, degli accumuli di detriti metallici negli orifizi circuitali, causando grosse perdite di carico nell'impianto di raffreddamento o, addirittura, occlusioni. Essendo un fenomeno prettamente chimico, dovuto alla natura dei materiali, sarà di conseguenza un processo termo-dipendente, favorito dalle alte temperature. Inoltre, anche altri parametri chimici possono influenzarlo, uno su tutti la concentrazione di ossigeno nel refrigerante, che può essere sfruttata, entro certi limiti, per controllare il rateo di corrosione. Il fenomeno della corrosione, come si vedrà nei capitoli successivi, delinea uno dei vincoli progettuali principali, dovendo proteggere la guaina per assicurare la terza funzione di sicurezza: il confinamento del materiale radioattivo.

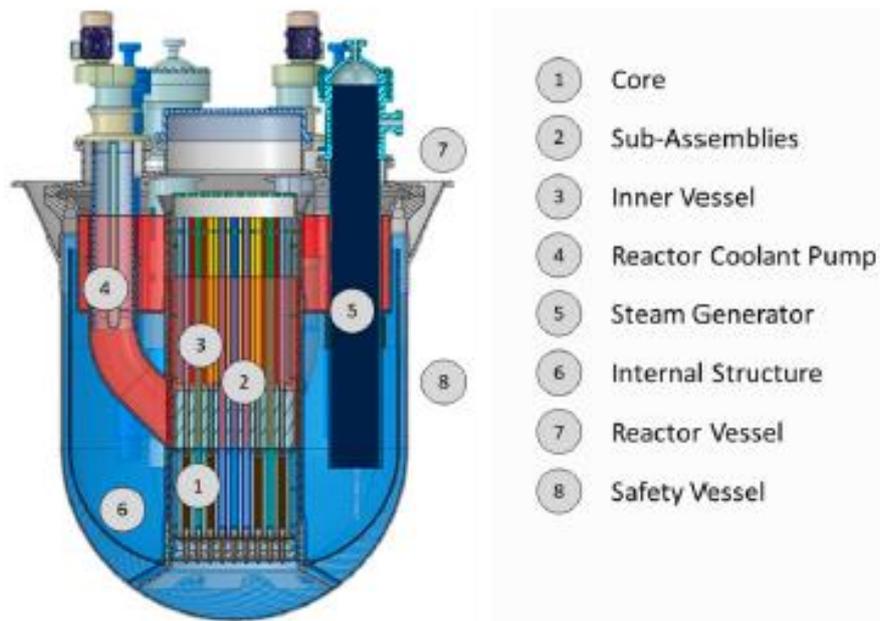


FIG.5: Configurazione del primario di ALFRED.

Si può cominciare analizzando l'impianto complessivo rappresentato in FIG.5, dandone una descrizione in cui si susseguano i livelli che compongono il reattore nella sua interezza.

Internamente all'impianto, infatti, troviamo una successione gerarchica di barriere fisiche volte, come detto in precedenza, a contenere il materiale radioattivo nella remota evenienza che si abbia un evento incidentale. Procedendo dall'esterno verso l'interno, si trova il contenimento principale che ha la funzione di racchiudere l'intero edificio del reattore, dopodiché ci sarà il reactor vessel che, come dice la parola, contiene il reattore ed i circuiti dedicati all'asportazione del calore. Nella configurazione a piscina adottata in ALFRED, nel reactor vessel è presente l'intero circuito primario, i cui componenti principali sono il nocciolo, lo scambiatore di calore e la pompa.

CAPITOLO 2 – IL NOCCIOLO DI ALFRED

2.1 CONFIGURAZIONE DI RIFERIMENTO

Alla fine del Capitolo 1, si è accennato come la configurazione a piscina di ALFRED consenta di avere un assetto integrato in cui pompa, scambiatore di calore e nocciolo sono contenuti nella stessa tanca. Scendendo ad un grado di dettaglio ancor più elevato in riguardo a ciò su cui verte il lavoro, cioè il nocciolo stesso, esso è inserito in un cilindro esterno metallico, detto inner vessel visibile dalla illustrazione a FIG.5(e raffigurato in giallo chiaro in FIG. 6), il quale crea una separazione fisica tra le parti della piscina in cui il refrigerante è rispettivamente caldo e freddo. Inoltre, il nocciolo è perimetrato dal barrel (raffigurato da una linea blu adiacente all'ultimo anello di elementi in FIG. 6) il cui scopo è ridurre by-pass freddi alla periferia dello stesso. In definitiva, si giunge al costituente principale di un reattore nucleare: l'elemento, il quale è formato a sua volta da fasci di piccole barrette (con sezioni del diametro dell'ordine del cm).

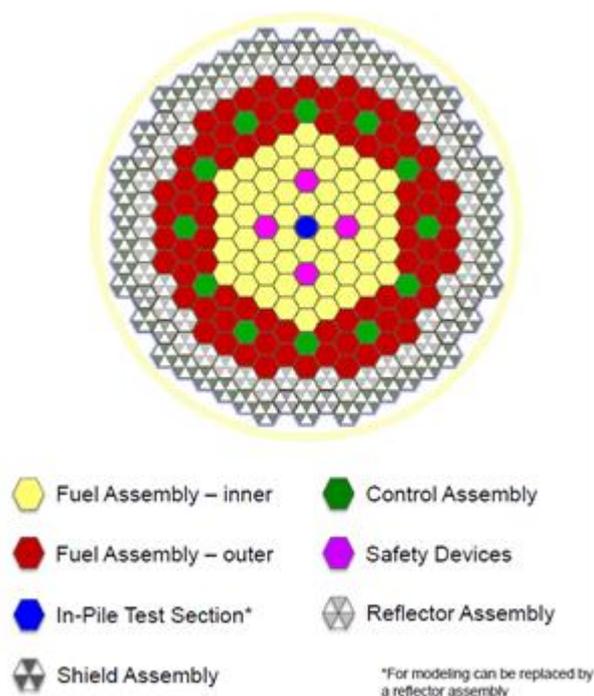


FIG. 6: Sezione radiale della mappa di nocciolo di ALFRED.

Nella configurazione ultima di ALFRED (si veda FIG. 6) sono presenti 253 elementi organizzati su un reticolo esagonale; la disposizione degli elementi si può notare come vada a formare una forma simil-cilindrica e, come detto poc'anzi, sia circondata dal barrel. Gli elementi sulla mappa di nocciolo sono di vario tipo, anche in virtù delle differenti esigenze per assicurare il corretto soddisfacimento delle Fundamental Safety Functions introdotte nel Capitolo 1. Il nocciolo è quindi composto da 134 elementi di combustibile, 16 elementi assorbitori, di cui 12 di controllo e 4 di sicurezza, 102 elementi dummy, di cui 48 riflettenti e 54 schermanti, e 1 elemento di prova. Nel seguito ciascun tipo di elemento verrà descritto nel dettaglio.

2.1.1 ELEMENTO DI COMBUSTIBILE

L'elemento di combustibile è composto da un piede ed una sommità, le quali consentono il passaggio di liquido refrigerante, fra le quali è presente il fascio di barrette (si veda FIG. 8). Il fascio è composto da 126 barrette di combustibile (fuel pin), più una barretta centrale vuota da sfruttare per l'inserimento di rilevatori neutronici, disposte su un fascio esagonale di passo pari a 13.6 mm. Come mostrato in FIG. 7, il fascio è poi racchiuso in una scatola, detta wrapper con lo scopo di isolare il flusso di refrigerante di ogni elemento.

Le barrette di combustibile (FIG. 8) sono formate da una guaina protettiva esterna, detta clad, entro la quale sono impilate tutte le parti costituenti la barretta stessa. Nello specifico, all'interno della barretta sono presenti assialmente varie zone, ognuna delle quali con la propria funzione operativa. Si tratta principalmente di accorgimenti costruttivi presi in fase progettuale, per esempio lo spazio di tenuta dei gas di fissione collocato nella parte inferiore, detto plenum, necessario per evitare sollecitazioni meccaniche alla guaina a seguito dell'accumulo degli stessi dopo essere stati rilasciati durante il processo di fissione oppure gli isolanti termici necessari per evitare che il combustibile caldo vada a contatto diretto con le altre parti della barretta.

La barretta di combustibile non è quindi interamente deputata alla produzione di energia. Esso possiede una parte, detta attiva, che è l'unica parte in cui si ha la generazione di energia, e dove si sviluppa la potenza termica. La zona attiva è formata da tante pastiglie di combustibile di piccola taglia, dette pellet, impilate l'una sull'altra e composte da ossidi misti di Uranio e Plutonio (MOX). Si può inoltre notare la presenza di un foro nella parte centrale della pellet per ridurre le sollecitazioni meccaniche sulla guaina a seguito dei fenomeni di rigonfiamento derivanti dal processo di fissione.

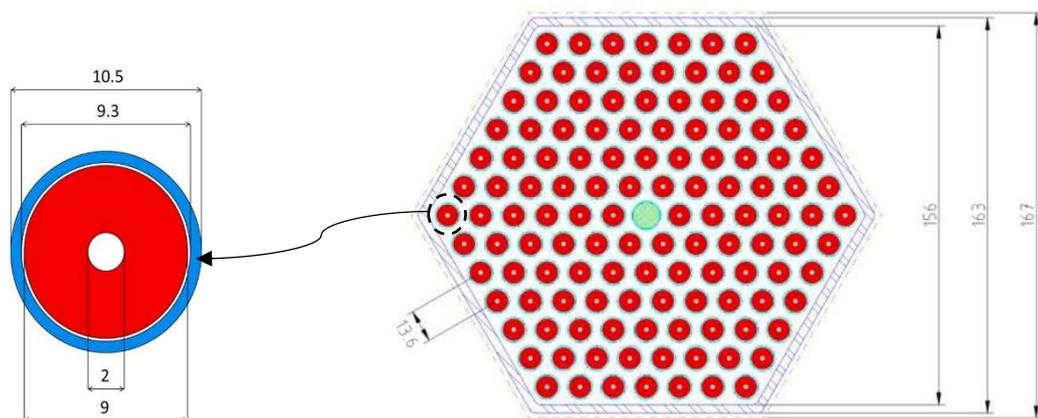


FIG. 7: Rappresentazione dell'elemento di combustibile, racchiuso dalla guaina esagonale, e delle pin che lo formano. Tutte le misure sono in mm.

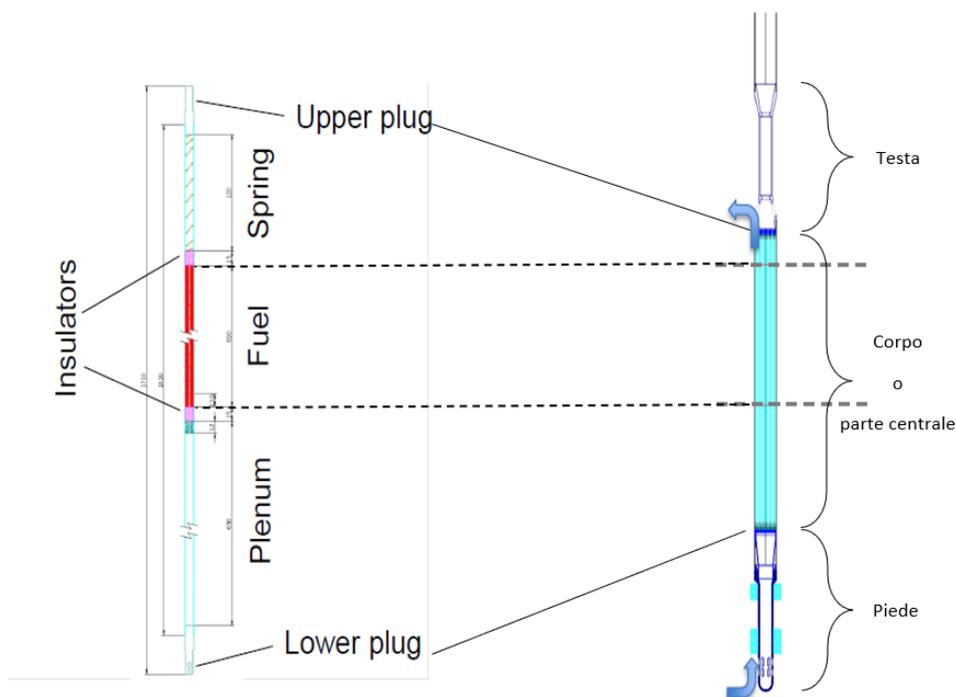


FIG. 8: Rappresentazione assiale di un elemento di combustibile con la rispettiva pin.

Si può notare come in FIG. 6 gli elementi di combustibile siano ritratti con due colori differenti: giallo (56 elementi) e rosso (78 elementi). Ciò è dovuto al diverso arricchimento in Plutonio² delle relative pellets. Diviene infatti fondamentale suddividere in zone gli elementi di combustibile, e, a seconda della zona, arricchirli diversamente. Questo bisogno è dettato dalla volontà di avere una distribuzione di potenza più omogenea possibile, evitando picchi locali e i conseguenti punti caldi. Come si vedrà nella Sezione 2.3 infatti, il dimensionamento dei vari costituenti del nocciolo è tarato sui massimi delle distribuzioni di temperatura, e più questi si discostano dal valore medio tanto più sarà sovradimensionato il sistema stesso, con i conseguenti svantaggi, in primis dal punto di vista economico.

Per meglio comprendere la problematica è utile guardare l'andamento che la potenza assumerebbe in condizioni omogenee così come ricavato dalla fisica che sta alla base del fenomeno del trasporto di neutroni. Il profilo di potenza è infatti simil-parabolico (come riportato in FIG. 9) con un fattore di picco (massimo su medio) superiore a 1.6, molto penalizzante. È necessario, perciò, arricchire maggiormente gli elementi di combustibile esterni dove la potenza avrebbe fisicamente un calo così da compensare il minor flusso con una maggiore presenza di fissile.

² Quando si parlerà di arricchimento, perciò, verrà intesa la percentuale di atomi di Plutonio rispetto a quelli di Uranio, siccome è proprio il primo il maggiore responsabile delle reazioni di fissione interne al nocciolo.

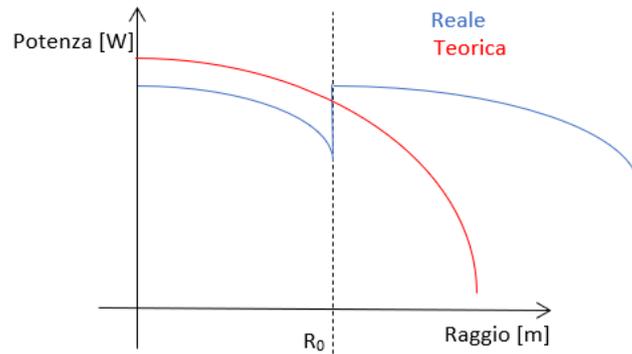


FIG. 9: Andamento della potenza in linea teorica, ed in conseguenza al diverso arricchimento. R_0 rappresenta il punto di divisione tra le zone di arricchimento.

2.1.2 ELEMENTI ASSORBITORI

Per gli elementi assorbitori va fatta un'ulteriore distinzione, tra elementi di controllo e di sicurezza, in base alla funzione che devono svolgere: gli elementi di controllo, come si può dedurre dal nome, vengono usati per operazioni ordinarie in cui viene controllata la reattività; invece, quelli di sicurezza non sono in funzione durante le condizioni normali di funzionamento e vengono attuati solo in caso incidentale.

Elementi di controllo

Il layout generale dell'elemento è concettualmente simile a quello di combustibile, con un piede per consentire l'ingresso del refrigerante e un wrapper esagonale entro il quale è collocato il fascio di barrette. Quest'ultimo è composto da 36 barrette di assorbitore disposte su corone circolari e da uno stelo centrale per dare maggiore resistenza strutturale all'assieme (si veda FIG. 10).

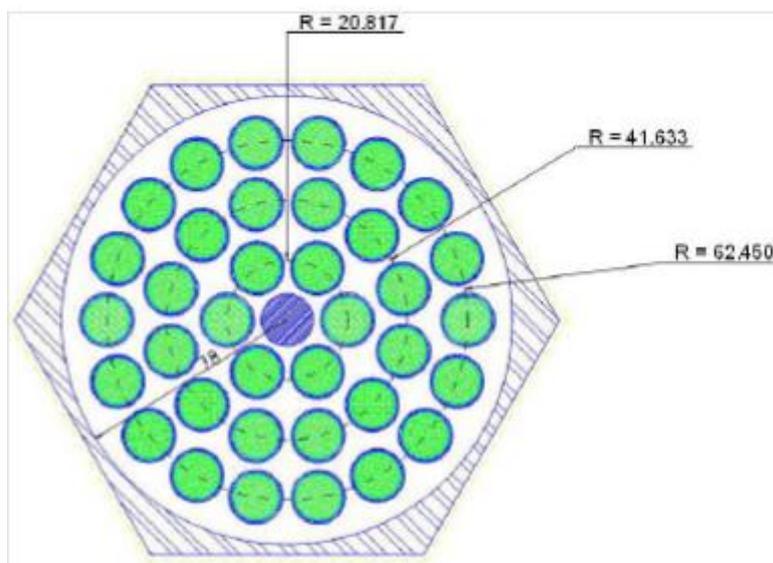


FIG. 10: Sezione radiale dell'elemento di controllo.

La barretta di assorbitore è, ancora in similitudine con quella di combustibile, composta da una guaina esterna all'interno della quale sono impilati i vari costituenti. Di maggiore rilievo è la zona assialmente occupata dall'assorbitore, composto da pastiglie di carburo di boro (B_4C) arricchito³. Essa è a sua volta divisa in due zone di arricchimento, una inferiore con B_4C arricchito al 90% ed una superiore arricchita al 42%.

La parte al 42% ha il compito di controllare la reattività durante il normale funzionamento dell'impianto ed il suo arricchimento è limitato per evitare eccessivi stress meccanici alla guaina della barretta a seguito del rilascio di gas prodotti dalla reazione di cattura⁴. La parte al 90%, tipicamente non inserita nella parte attiva del nocciolo, ha invece il compito di controllare la reattività in condizioni incidentali, inserendo rapidamente una adeguata anti-reattività per fermare la reazione a catena di fissione.

Sopra la zona assorbitrice sono collate le pastiglie di riflettore per incrementare l'economia neutronica quando le barre non sono completamente inserite nel sistema. Il fascio di barrette è infatti mobile rispetto al wrapper e la sua posizione può essere aggiustata a seconda delle esigenze di controllo o di sicurezza dell'impianto. Precisamente, la parte assiale occupata dall'assorbitore è situata sotto il nocciolo nella configurazione completamente estratta, mentre è centrata sulla mezzera della zona attiva quando completamente inserita (si veda FIG. 11).

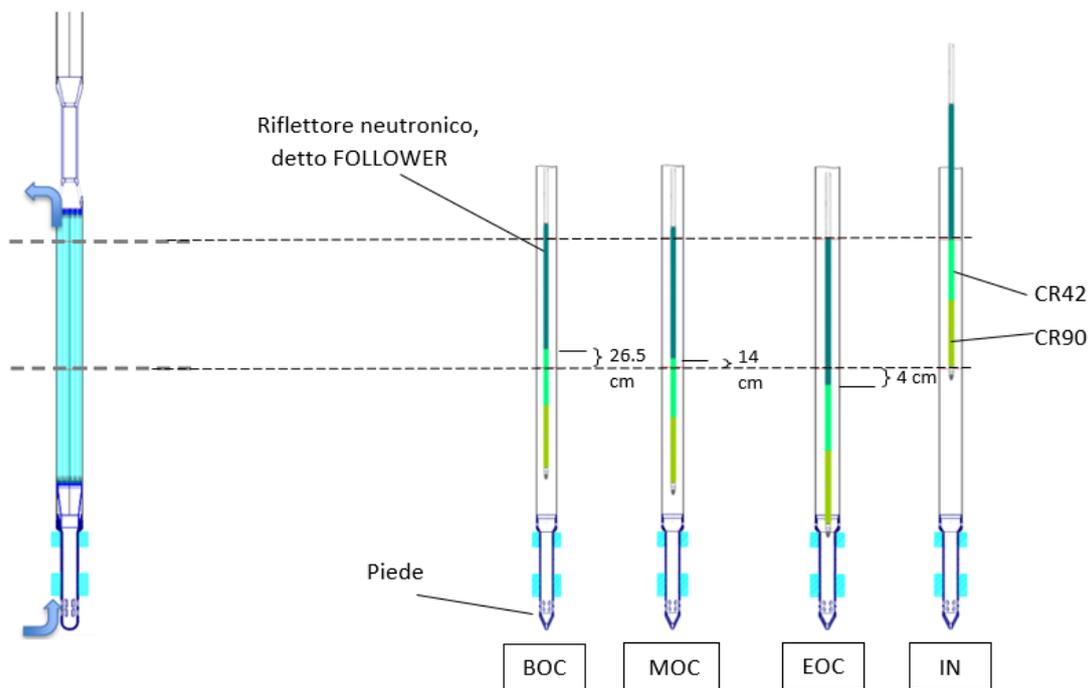


FIG. 11: Schema assiale di elemento di controllo e le sue posizioni relative all'interno di un ciclo di irraggiamento.

³ Con quest'ultimo si intende l'incremento di concentrazione dell'isotopo ^{10}B , caratterizzato dalla maggiore sezione d'urto di cattura, rispetto all'abbondanza naturale (19.9% atomi di ^{10}B su boro naturale).

⁴ La reazione di cattura principale del ^{10}B è infatti (n,α) da cui consegue una produzione di Elio che viene poi parzialmente rilasciato dalla pastiglia stessa.

Elementi di sicurezza

L'elemento di sicurezza, per aumentare la diversificazione dei sistemi di sicurezza in linea con i dettami della DID, è concettualmente molto diverso rispetto all'elemento di controllo e non si basa su una configurazione a fascio di barrette; ciò consente inoltre di migliorare le capacità di inserzione anche in condizioni di estrema distorsione del nocciolo, in quanto si ha la possibilità di attuare una inserzione passiva, sfruttando l'alta differenza di densità tra materiale assorbitore e Piombo.

Inoltre, gli elementi di sicurezza possono avere una doppia modalità di inserzione: possono essere inseriti attivamente, cioè con l'utilizzo di una forza esterna (e.g., un motore elettrico), oppure passivamente, così da garantire l'inserzione in qualsiasi condizione, riducendo in modo significativo le probabilità di danneggiamento diffuso del nocciolo, in linea con i dettami della IV generazione.

2.1.3 ELEMENTI DUMMY

Per ciò che concerne gli elementi dummy, essi sono divisi in due categorie: schermanti e riflettenti. La funzione dei primi è quella di impedire che i neutroni escano dal volume di controllo, andando così a danneggiare componenti esterni al nocciolo, mentre i secondi hanno anche essi una funzione protettiva, ma l'obiettivo principale è quello di riflettere i neutroni, che altrimenti andrebbero persi in termini di fissioni prodotte, verso il nocciolo. In tal modo si recupera sia in termini di reattività (e quindi di massa di fissile ed i relativi guadagni economici) sia in termini di danneggiamento dei materiali.

La geometria degli elementi dummy è identica a quella degli elementi di combustibile, con l'unica differenza che la guaina di ogni pin è completamente riempita del materiale riflettente o schermante a seconda del tipo.

2.1.4 ELEMENTO DI PROVA

Per concludere, va osservato come al centro della pianta radiale vi sia un elemento differente dagli altri. Trattasi di un elemento di prova utilizzato per inserire strumentazione e misurazioni necessarie, ad esempio, per effettuare la qualifica di componenti e/o materiali innovativi, testandoli sotto irraggiamento neutronico.

In assenza di ulteriori informazioni, l'elemento centrale può essere considerato come un elemento riflettente.

2.2 L'APPROCCIO A STAGE

La presenza dell'elemento di prova, come enunciato in Sezione 2.1.4, si può riallacciare al discorso della qualifica dei componenti in condizioni rappresentative, necessaria per innalzare il TRL dei reattori a Piombo ed avere l'approvazione degli enti di sicurezza. È proprio qui che si inserisce infatti uno dei principali vincoli progettuali del quale si è discusso anche nel Capitolo 1, cioè la corrosione, dal momento che uno dei metodi più efficaci per prevenirla, ovvero il rivestimento superficiale del clad attraverso uno strato micrometrico di allumina, detto anche coating, ancora deve subire il processo di qualifica [3].

Come detto nel Capitolo 1, il fenomeno della corrosione porta all'usura della guaina esterna della pin a causa dell'asportazione selettiva di componenti dell'acciaio per via dell'interazione chimica tra il metallo ed il Piombo. Ciò porta alla degradazione delle proprietà meccaniche degli acciai immersi in Piombo, fino ad arrivare alla perdita della prima barriera che assicura il confinamento del materiale radioattivo, sfidando così il soddisfacimento di una delle tre Fundamental Safety Functions.

Entrando nel dettaglio, la corrosione è un processo puramente chimico, di natura ossidativa e con una dipendenza temporale e termica, ovvero dipenderà dalle concentrazioni delle specie chimiche, dalle temperature alle quali la reazione sta avvenendo, e dal lasso temporale durante cui il metallo ed il fluido sono a contatto. Va sottolineato, quindi, come questo fenomeno si traduca in un vincolo termico, rappresentato dalle temperature alle quali gli effetti della corrosione divengono considerevoli. Per rispettare questo requisito termomeccanico di sicurezza, imposto dalla natura intrinseca del problema, si possono adottare molteplici tecniche, di cui considereremo solo le due principali:

1. Controllo della concentrazione di Ossigeno
2. Rivestimento della guaina con un coating (e.g., realizzato con allumina)

La seconda soluzione, più performante [4], è quella selezionata per l'utilizzo in ALFRED ma, purtroppo non è ancora stata qualificata. Si è quindi deciso di realizzare ugualmente il reattore, senza però usufruire della tecnologia di coating, con l'obiettivo di sfruttare ALFRED stesso per qualificarla in corso d'opera, utilizzando invece, almeno nelle prime fasi di esercizio, la prima tecnica di prevenzione dalla corrosione. Si renderanno perciò necessarie delle esperienze sperimentali sulla copertura superficiale in condizioni rilevanti, al fine di garantirne le prestazioni e di conseguenza qualificare la seconda opzione. A tale scopo, l'elemento di prova presente nella pianta di nocciolo di ALFRED verrà ampiamente sfruttato.

Il controllo della concentrazione di Ossigeno, però, risulta efficace solamente per una finestra di temperature, e si deve quindi garantire che il reattore operi in quell'intervallo. Infatti, devono essere rispettate due condizioni limite: da un lato la concentrazione d'Ossigeno non deve essere così bassa da non poter prevenire il processo di corrosione degli acciai, dall'altro lato non deve essere così alta da portare all'ossidazione del Piombo stesso. Viene quindi individuata un'area tra i due estremi, chiamata zona di passivazione, nella quale si forma un sottile strato di ossido sulla superficie dei metalli che funge da barriera protettiva contro la corrosione, consentendo ai materiali di autoprotettersi.

Per comprendere meglio la ratio è utile rifarsi alla FIG. 12. Considerando come estremo inferiore la temperatura di Piombo minima attesa durante le operazioni, circa 350°C (superiore per un certo margine a quella di solidificazione dello stesso), e come estremo superiore la temperatura di punto caldo del metallo in condizioni nominali (cioè il massimo valore di temperatura a cui un componente metallico è sottoposto, includendo le incertezze), circa 600°C, i valori limite di concentrazione di Ossigeno possono essere ricavati,

conoscendo sperimentalmente la relazione che lega temperatura e percentuale limite nei due casi estremi di ossidazione piombo o corrosione metalli.

La zona in cui il sistema si troverebbe a lavorare è quindi quella delimitata dal quadrato tratteggiato in FIG. 12, che andrebbe poi ulteriormente ridotta per includere dei margini di incertezza sulla concentrazione sia in eccesso che in difetto. Come si evince, per alte temperature (tipicamente maggiori di 480°C) può capitare che ci si possa trovare in una zona di corrosione, anziché in quella di passivazione, senza margini per le incertezze. Risulta pertanto opportuno, restringere ulteriormente l'intervallo di accettabilità di temperature, al fine di garantire un funzionamento in presenza di passivazione.

Inoltre, sopra i 480°C [5], la stabilità dello strato passivante viene meno e risulta quindi difficile garantire un adeguato livello di protezione, rendendo, all'atto pratico, la tecnologia basata sul controllo dell'Ossigeno inefficace sopra questa soglia.

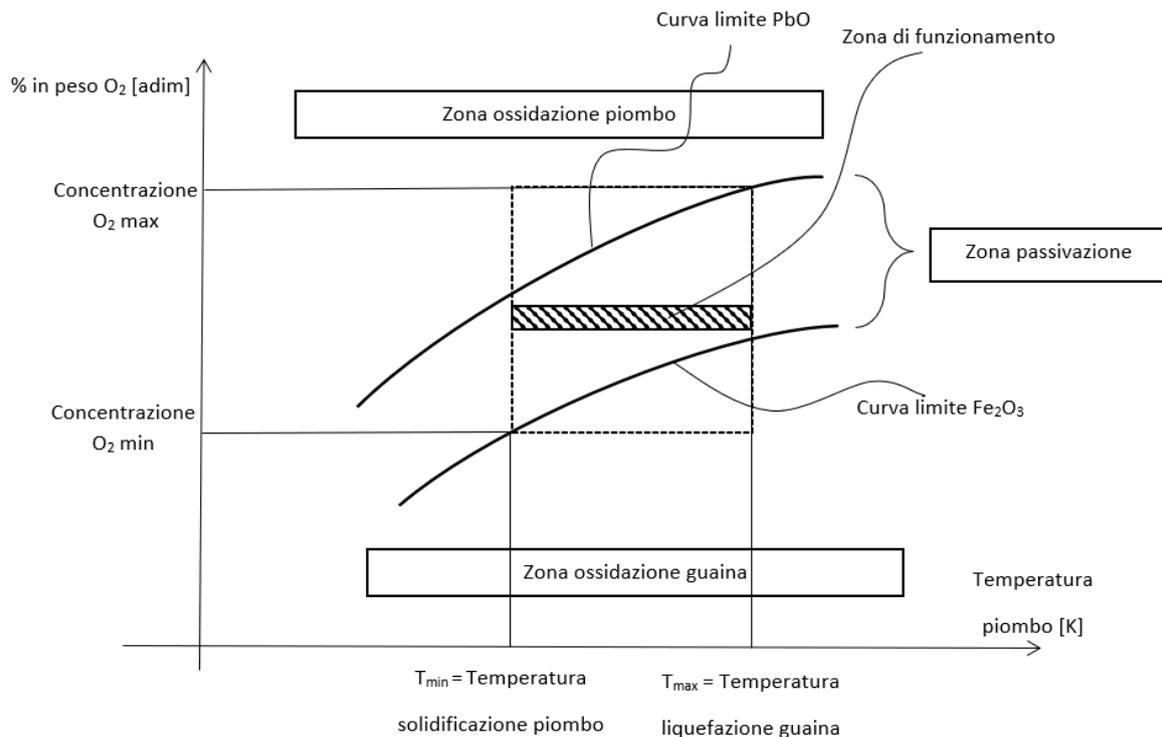


FIG. 12: Individuazione della finestra operativa per la strategia di controllo dell'Ossigeno nel caso di ALFRED.

In considerazione della sua missione tecnologica di dimostratore, ALFRED è progettato per operare con una temperatura di punto caldo di 600°C così da ricreare condizioni rappresentative delle future macchine commerciali. Per consentire l'esercizio di ALFRED quindi, stante i vincoli sopra discussi, si è optato per un approccio a passi di potenza e temperatura; ciò, parallelamente, consente anche di avere un grado di conservatività maggiore ed ampliare i margini di sicurezza.

Come mostrato in TAB. 3 inizialmente il reattore opererà ad un terzo della potenza nominale di progetto, 300 MW_{th} (fino a raggiungere quella progettuale col passare del tempo), con conseguente diminuzione delle temperature. Perciò all'avviamento (con temperatura di punto caldo inferiore a 450°C) sarà adottata la strategia di controllo dell'Ossigeno, prefiggendosi di licenziare la tecnologia di coating, entro l'elemento di prova del reattore, per poi poterla sfruttare negli stage successivi, fino al raggiungimento delle condizioni nominali (Stage 3).

TAB. 3: *Approccio a stage di potenza attuato in ALFRED.*

	Stage 1	Stage 2	Stage 3
Potenza [MW _{th}]	100	200	300
T _{Pb,in} [°C]	390	400	400
T _{Pb,out} [°C]	430	480	520
T _{clad,out} [°C]	<450	<550	<600
Strategia protezione corrosione Clad	Controllo Ossigeno	Coating	Coating

2.3 I VINCOLI TIPICI DEL PROGETTO DEL NOCCIOLO DI UN LFR

Una volta descritta la disposizione finale degli elementi raggiunta (Sezione 2.1), non resta che descrivere le logiche attraverso le quali è stata ottenuta, al fine di comprendere l'interdipendenza tra i vari problemi da fronteggiare durante la progettazione, e il grado di difficoltà a cui si può giungere nel tentativo di accordare tutte le esigenze progettuali.

Vi sono parecchi elementi vincolanti dal punto di vista termo-meccanico che risultano da fenomeni termo e tempo-dipendenti, il principale dei quali è la corrosione, ma non l'unico. Uno dei primi aspetti che risulta di evidente importanza controllare è proprio quello termico: temperature incontrollate entro il reattore non sono accettabili, poiché potrebbero portare al fallimento delle varie barriere della DID. Si pensi ad uno scioglimento della guaina esterna proteggente il combustibile, con conseguente dispersione radioattiva, oppure ad una fessurazione del vessel. I vincoli termici sono quindi dettati dalle temperature alle quali si ha degradazione significativa delle prestazioni (e.g., fallimento strutturale) dei materiali presenti entro il reattore e vengono fissati sulle temperature massime (i punti caldi), in modo tale da essere certi che anche tutte le altre regioni del sistema li rispettino.

Oltre a vincoli di tipo fisico, derivanti dal rispetto delle funzioni fondamentali di sicurezza, e considerazioni sulle incertezze (spesso sotto forma di intervalli di confidenza assunti ad andamento Gaussiano) insite nel processo di calcolo, vengono imposti dalle autorità sovrintendenti anche margini ulteriori per assicurare un grado ancora maggiore di sicurezza.

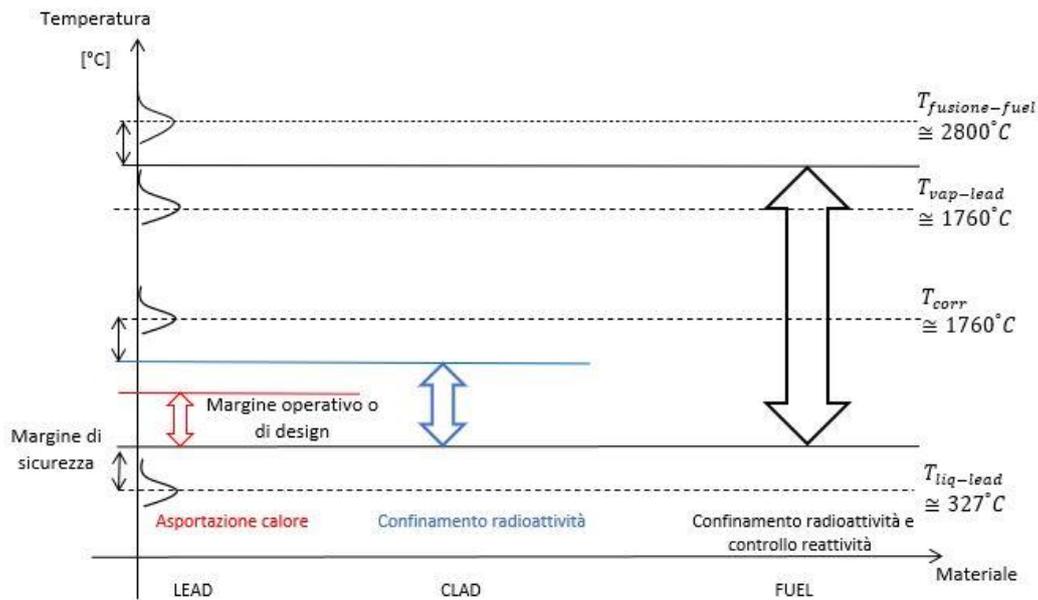


FIG. 13: Grafico rappresentante i vincoli termici e relativi margini conservativi considerati.

Nella FIG. 13 si possono notare delle linee tratteggiate, raffiguranti i vincoli di tipo termico per ognuno dei materiali principali interni al nocciolo, e delle linee continue, rappresentanti i vincoli effettivi, che portano cioè in conto delle incertezze, qui rappresentate di fianco all'asse delle ordinate come una probabilità di forma Gaussiana.

Per il combustibile la finestra operativa teorica viene presa tra la temperatura di liquefazione del Piombo, e quella di fusione del combustibile. Discorso diverso per la guaina, che viene limitata superiormente dalla temperatura significativa per la corrosione. Il refrigerante avrà logicamente lo stesso intervallo del clad, leggermente inferiore per ragioni di scambio termico, sarà infatti diminuito del salto termico necessario ad avere un flusso di calore presente tra due materiali interfacciati, quali sono il Piombo e la guaina.

Altre problematiche vincolanti il dimensionamento di un reattore possono essere quelle che vanno a sollecitare gli elementi dell'impianto dal punto di vista strutturale. Si è detto prima come si renda necessario, internamente alla barra di combustibile, uno spazio dedicato ai gas prodotti dall'evento di fissione, il gas plenum. Questo è solo uno dei tanti fenomeni che concorrono a sforzare meccanicamente tutto ciò che appartiene al nocciolo. Altri esempi sempre riguardanti questo tipo di sollecitazioni possono essere lo scorrimento viscoso e l'erosione: sono fenomeni altamente stressanti per le parti meccaniche, e dovuti rispettivamente l'uno alle alte temperature, e l'altro alla velocità del Piombo nei canali che attraversano il reattore. Entrambi i processi riguardano la struttura intima del materiale a cui causano un danno, lo scorrimento viscoso nasce dal movimento relativo dei micro-grani che compongono l'acciaio, mentre il secondo è inerente all'asportazione di materiale dato dal moto relativo tra acciaio e Piombo ed esacerbato dall'alta densità di quest'ultimo. Si può comprendere allora, come il dimensionamento di un impianto nucleare sia caratterizzato da vincoli e problematiche della più svariata natura, influenzato da fenomeni

delicati e concorrenti, dipendenti l'uno dall'altro, da conciliare tramite compromessi governati da equilibri sottili, al contempo soddisfacendo requisiti sempre più stringenti di sicurezza.

2.4 IL PROBLEMA DELLA PRIMA CARICA

Per comprendere nel dettaglio l'obiettivo della tesi e quindi le problematiche strettamente legate alla definizione della prima carica di nocciolo o, in altre parole, cosa differenzia quest'ultima dalle successive, è utile richiamare brevemente il concetto di reattività introdotto nel Capitolo 1.

La reattività è definita a partire da un'altra grandezza fondamentale della dinamica di un reattore nucleare, la costante di moltiplicazione effettiva (k):

$$\rho = \text{Reattività} = \frac{k - 1}{k}$$

Che a sua volta è definita come

$$k = \frac{n_2}{n_1}$$

Il k misura quindi quanti neutroni sono in una generazione (n_2) in relazione a quelli della generazione precedente (n_1). La reattività, quindi, non è altro che una normalizzazione della costante di moltiplicazione effettiva, rispetto allo stato di criticità, non farà perciò particolare differenza parlare di reattività o di k nei ragionamenti che seguiranno.

Va ricordato come ρ , debba rimanere per l'appunto sempre controllata e mantenuta prossima al valore 0 (reattore critico con popolazione neutronica stabile). A causa della difficoltà, e dell'accortezza, che richiede un qualsiasi tipo di intervento sul nocciolo del reattore, oltre ad una sconvenienza economica dovuta all'interruzione continua del servizio di erogazione di energia elettrica, il combustibile contenuto nell'impianto verrà mantenuto all'interno del nocciolo per un periodo predeterminato, stabilito a seconda delle esigenze progettuali e delle caratteristiche del combustibile stesso, detto ciclo. Si avrà perciò uno sfruttamento ciclico del combustibile, fino a che quest'ultimo non avrà raggiunto le condizioni limite, dal punto di vista termo-meccanico, stabilite a progetto. Durante il suddetto ciclo, la concentrazione degli atomi fissili inevitabilmente diminuirà fissione dopo fissione, causando un calo della reattività.

Per cui, se si vuole garantire che il nocciolo operi ininterrotto per un dato arco di tempo, l'ottimizzazione delle risorse impone che alla fine del ciclo la reattività assuma un valore pari a 0 (una fissione dopo quindi il reattore sarebbe sotto-critico e finirebbe per spegnersi). All'inizio del ciclo dovrà quindi esistere una riserva di reattività, pari alla reattività persa dal combustibile, chiamata Δk_{swing} che andrà compensata in un qualche modo per garantire che il reattore possa operare con k pari a 0 in ogni istante di tempo.

La compensazione della reattività in eccesso viene, nei reattori veloci, tipicamente effettuata con gli elementi di controllo, movimentandoli da una posizione iniziale stabilita così da compensare il Δk_{swing} fino a giungere

alla loro completa estrazione: ad inizio ciclo gli elementi di controllo saranno inseriti fino ad una certa quota assiale della parte attiva, e col procedere del tempo man mano verranno estratti, fino a giungere alla configurazione di fine ciclo, completamente estratti.

Volendo delineare precisamente il ciclo di vita di un reattore, verranno definiti gli istanti iniziale e finale, chiamati Beginning Of Cycle (BOC) ed End Of Cycle (EOC), definiti a livello di posizione degli elementi di controllo in FIG. 11.

In particolare, esistono svariate tecniche adottabili per equilibrare la reattività, una delle quali è la suddivisione degli elementi di combustibile in raggruppamenti (batch). Questo metodo consiste nel considerare il ciclo di vita del combustibile interno al nocciolo nel suo complesso, per poi dividerlo in tanti sotto-cicli quanti sono i raggruppamenti, riducendo quindi il tempo fra una ricarica e la successiva e di conseguenza il Δk_{swing} (si veda anche la FIG. 14 per una maggiore chiarezza).

L'idea è, che invece di tenere tutto il combustibile all'interno del nocciolo per scaricarlo a fine ciclo, in ognuno dei sotto-cicli solo una singola batch è estratta e sostituita con combustibile fresco. Le operazioni di ricarica del combustibile divengono più frequenti, ma meno elementi vengono ricaricati con conseguente guadagno sul Δk_{swing} e sull'onere di reattività da compensare che compete agli elementi di controllo.

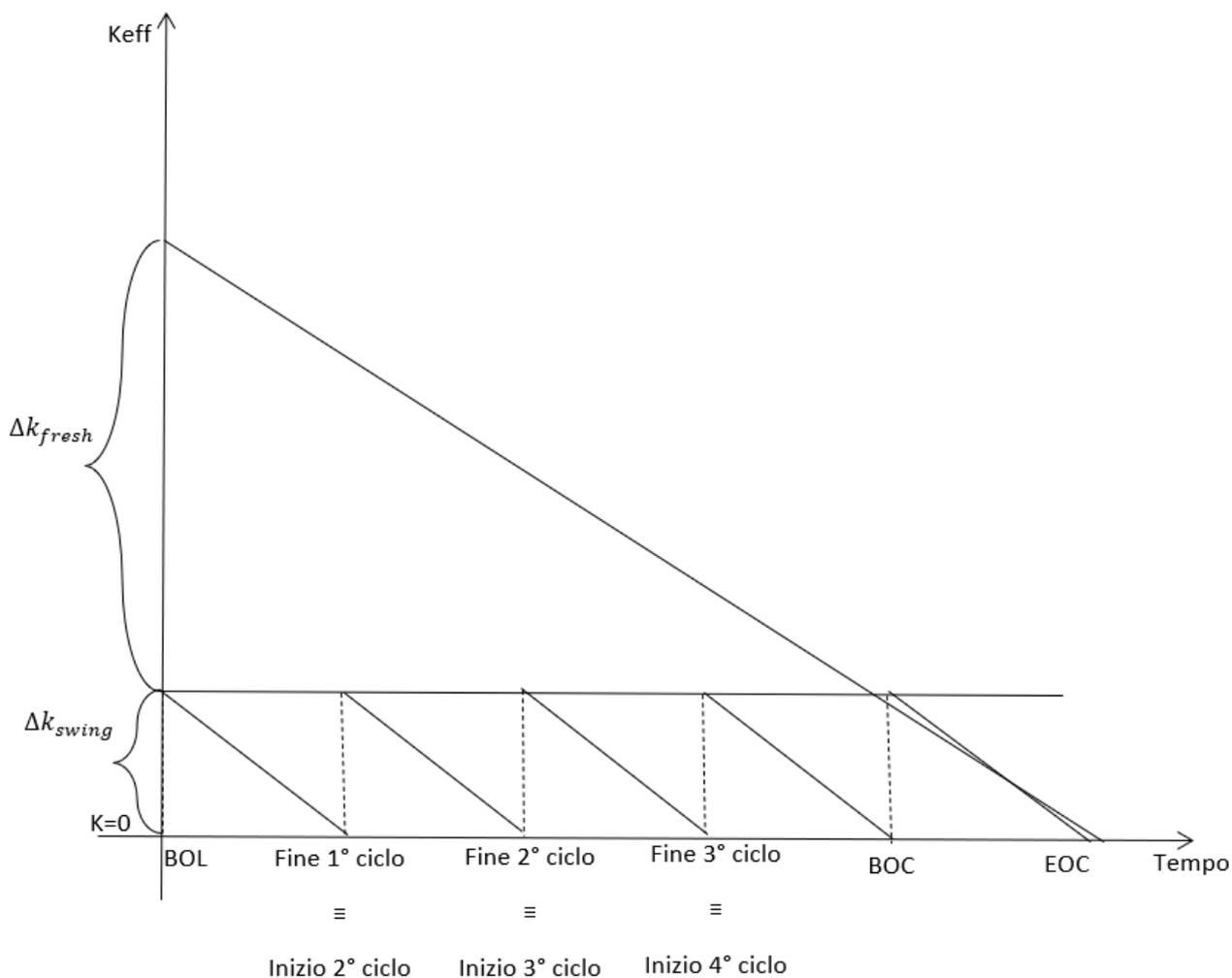


FIG. 14: Andamento della criticità in funzione del tempo con e senza l'utilizzo delle batch.

Ripetendo un certo numero di volte le operazioni di ricarica delle varie batch, si arriverà ad una situazione nella quale ogni ciclo diventa identico ai precedenti in termini sia di età media del nocciolo (intesa come tempo di irraggiamento), che delle varie batch: tale situazione è chiamata equilibrio, ed il relativo ciclo è detto ciclo di equilibrio. Dato che l'età delle batch, ed in particolare la loro media, è una misura della perdita di atomi fissili e quindi di reattività si può ragionare, per quest'ultima, come se il nocciolo fosse composto da una sola batch avente però l'età media delle singole batch: si parla quindi di "approssimazione ad 1 batch".

La configurazione del nocciolo di ALFRED descritta in Sezione 2.1 si riferisce appunto alla sua configurazione di equilibrio, considerando un ciclo di 5 anni in nocciolo per gli elementi di combustibile e l'utilizzo di 5 batch. L'evoluzione dalla prima carica all'equilibrio è quindi riportata in TAB. 4, dove si evince come il ciclo di equilibrio si intervalli tra un BOC a 2 anni ed un EOC a 3.

TAB. 4: Età media delle batch (inizio/fine ciclo) e raggiungimento dell'equilibrio per il reattore ALFRED.

<i>Età [anni]</i> <i>N° ciclo</i>	<i>Batch 1</i>	<i>Batch 2</i>	<i>Batch 3</i>	<i>Batch 4</i>	<i>Batch 5</i>	<i>Media nocciolo</i>
1=BOL	0/1	0/1	0/1	0/1	0/1	0/1
2	0/1	1/2	1/2	1/2	1/2	0.8/1.8
3	1/2	0/1	2/3	2/3	2/3	1.4/2.4
4	2/3	1/2	0/1	3/4	3/4	1.8/2.8
5=BOC/EOC	3/4	2/3	1/2	0/1	4/5	2/3
6	4/5	3/4	2/3	1/2	0/1	2/3

Anche se l'approccio a batch è molto utile per semplificare la strategia di controllo della reattività nel ciclo di equilibrio, non risolve il problema della reattività in eccesso presente nella prima carica (Beginning Of Life (BOL)). Nel grafico di FIG. 14 è infatti evidente l'eccesso di reattività rispetto al Δk_{swing} , denominato Δk_{fresh} , dovuto al fatto che l'età media iniziale (zero) non corrisponde a quella del ciclo di equilibrio.

Se non si adottassero i raggruppamenti quindi, il Δk_{swing} eguaglierebbe sé stesso più il Δk_{fresh} e andrebbe compensato (e.g., dagli elementi di controllo) ad ogni ciclo, mentre grazie alle batch, il Δk_{fresh} andrà compensato solamente all'avviamento, giunti a regime il solo Δk_{swing} dovrà essere gestito dal sistema di controllo.

L'obiettivo della tesi è quindi quello di studiare e ottimizzare strategie per la compensazione del Δk_{fresh} , arrivando quindi preliminarmente a definire la configurazione di nocciolo della prima carica di ALFRED. Esistono varie possibilità di azione per giungere ad una soluzione accettabile, anche in virtù della peculiare natura di dimostratore di ALFRED e dell'utilizzo dell'approccio a stage introdotto nella Sezione 2.3, che verranno analizzate nel Capitolo 4.

CAPITOLO 3 – IL CODICE ERANOS

3.1 DEFINIZIONE DI BASE DEI CAMPI NEUTRONICI

Ora che sono stati descritti gli elementi fondanti del nocciolo, si hanno gli strumenti necessari a comprendere la logica di funzionamento della suite di calcolo utilizzato per le simulazioni numeriche: ERANOS. Prima di procedere ad una descrizione dettagliata del software, e delle parti di cui si compone, si rende necessaria alla comprensione la definizione di qualche grandezza fisica concernente l'argomento del trasporto neutronico. Diventa fondamentale infatti capire cosa determini la potenza all'interno di un reattore, le grandezze fisiche neutroniche fondamentali dalle quali dipende, e da quali parametri a loro volta esse dipendono.

La potenza rappresenta la forma finale di una moltitudine di processi che avvengono internamente al reattore, negli atomi dei materiali costituenti colpiti dai neutroni, ed è definita come

$$Potenza = P(\vec{r}, \vec{v}, t) \stackrel{\text{def}}{=} \phi(\vec{r}, \vec{v}, t) \Sigma_f(\vec{r}, \vec{v}) \kappa$$

Dove $\phi(\vec{r}, \vec{v}, t)$, $\Sigma_f(\vec{r}, \vec{v})$, κ sono, rispettivamente, la quantità di neutroni per unità di tempo ed area (il flusso neutronico), la probabilità per unità di lunghezza che il neutrone fissioni gli atomi bersaglio (la sezione d'urto macroscopica di fissione), e l'energia rilasciata da ogni singolo evento di fissione.

Ad esclusione della terza, ricavata sperimentalmente e dovuta unicamente alle proprietà fisiche, le prime due grandezze sono a loro volta definite a partire dalla grandezza su cui si fonda il trasporto neutronico: la densità neutronica angolare n funzione di (\vec{r}, \vec{v}, t) , vale a dire di coordinata spaziale, velocità (ovvero energia cinetica, in quanto direttamente correlate), e tempo.

Il vettore velocità, dalla definizione di vettore, avrà appunto un determinato verso, detto direzione di volo, e dato dal versore $\hat{\Omega}$ e può quindi assumere una direzione qualunque sull'angolo solido di una sfera.

3.1.1 LA SEZIONE D'URTO MACROSCOPICA

Concentrandoci sulla sezione d'urto, essa può essere definita intuitivamente analizzando il problema semplificato di un fascio di neutroni incidente su un materiale bersaglio. I neutroni considerati saranno:

- monoenergetici e
- monodirezionali

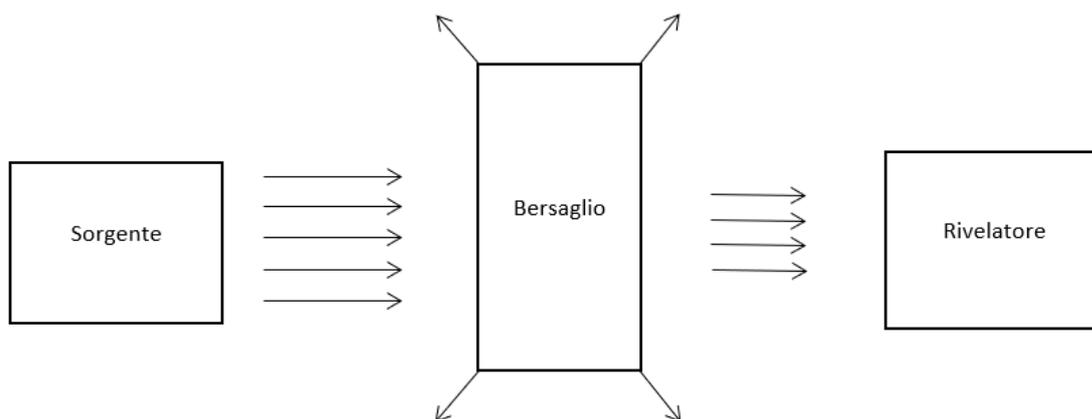


FIG. 15: Esperimento per comprendere la definizione di sezione d'urto.

Considerando tale fascio, una volta definita l'intensità di fascio neutronico come prodotto della densità neutronica per il modulo della velocità, $I \stackrel{\text{def}}{=} n * |\vec{v}|$ si possono definire le intensità di fascio incidente e trasmesso: I_0 e I_1 . La differenza delle due, darà il numero di neutroni che hanno subito una qualche reazione neutronica; per esempio i neutroni deviati dalla presenza del bersaglio, sono rappresentati dalle frecce oblique in FIG. 15. Il bersaglio causerà quindi un'attenuazione ed una dispersione del fascio incidente, avvenendo al suo interno fenomeni di

- ❖ Scattering: Si tratta di urti particellari, elastici o anelastici, che fanno perdere energia ai neutroni incidenti e ne cambiano la direzione di volo;
- ❖ Assorbimento: Si presenta l'assorbimento del neutrone, con formazione del nucleo composto (nucleo bersaglio più neutrone). La tipologia di reazione successiva alla formazione del nucleo composto eccitato, dipende dal valore dell'energia incidente del neutrone. Si potrà avere, ad esempio, emissione di gamma, fissione o emissione α ;
- ❖ Moltiplicazione neutronica: Il neutrone incidente interagendo con il nucleo bersaglio eccitandolo, e viene assorbito, ma durante la diseccitazione il nucleo riemetterà due o più neutroni.

Dopo aver definito: A = area bersaglio, d = spessore bersaglio ed N = densità nuclei bersaglio, si può scrivere la frequenza di interazione a partire dal prodotto dell'intensità del fascio incidente per il numero di nuclei del bersaglio, rappresentato dalla densità moltiplicata per il volume:

$$\text{Frequenza interazione } \left[\frac{\text{interazioni}}{s} \right] = I_0 N A d \sigma$$

Dove si è introdotta la quantità σ , che deve avere le dimensioni di un'area. Perciò questo parametro sarà dimensionalmente un'area, e visto che collega l'intensità incidente, al numero di interazioni nell'unità di tempo, starà ad indicare la probabilità che una certa interazione avvenga, rappresentando la probabilità attraverso un'area rappresentativa dei nuclei bersaglio nel sistema dei neutroni. La quantità così definita è chiamata sezione d'urto microscopica, poiché riferita ad un singolo atomo bersaglio. Se si vuole invece

considerare una grandezza rappresentate l'intero bersaglio, si dovrà moltiplicare per la densità atomica dello stesso:

$$\Sigma_r(\vec{r}, \vec{v}) [m^{-1}] = \text{Sezione d'urto macroscopica della reazione } r\text{-esima} \stackrel{\text{def}}{=} \sigma_r \times N$$

È così quindi che viene definita la sezione d'urto macroscopica. Si nota subito dalla sua definizione che sarà una grandezza dipendente dal tipo di reazione, tenuta in conto attraverso σ_r , e dalla numerosità di atomi nel materiale bersagliato dai neutroni, dipendenza conteggiata dalla densità N . Si avrà, per cui, una sezione d'urto per ciascuna reazione possibile nell'interazione neutrone-nucleo.

La dipendenza spaziale di $\Sigma_r(\vec{r}, \vec{v})$ è contenuta in N , che varia al variare del materiale considerato e quindi del punto nel sistema sotto esame, mentre la dipendenza dalla velocità è racchiusa in σ_r in quanto la probabilità che un neutrone interagisca dipende, marcatamente, dalla velocità relativa neutrone-nucleo. I valori di sezione d'urto corrispondenti ad una velocità (od energia cinetica) del neutrone, vengono tipicamente estratti sperimentalmente e poi calibrati da esperti di dati nucleari attraverso l'utilizzo di modelli di fisica nucleare, per consentirne una rappresentazione continua.

3.1.2 IL FLUSSO NEUTRONICO

Nell'ottica di definire questa volta il flusso, e le altre grandezze neutroniche da esso derivate, si segue un approccio più analitico e rigoroso, riprendendo la densità angolare di cui sopra.

Supponiamo ora di considerare un volume infinitesimo $dV (= \lim_{\Delta V \rightarrow 0} \Delta V)$ nello spazio tridimensionale x, y, z (si veda FIG. 16). Esso conterrà un certo numero di neutroni, in un certo punto dello spazio \vec{r} , ad una data velocità v^5 e direzione $\hat{\Omega}$, ad un preciso istante temporale t pari a

$$n(\vec{r}, \vec{v}, t) dV dv d\Omega .$$

⁵ Da qui in avanti, per semplicità di notazione, la quantità v verrà usata per indicare il modulo del vettore velocità \vec{v} .

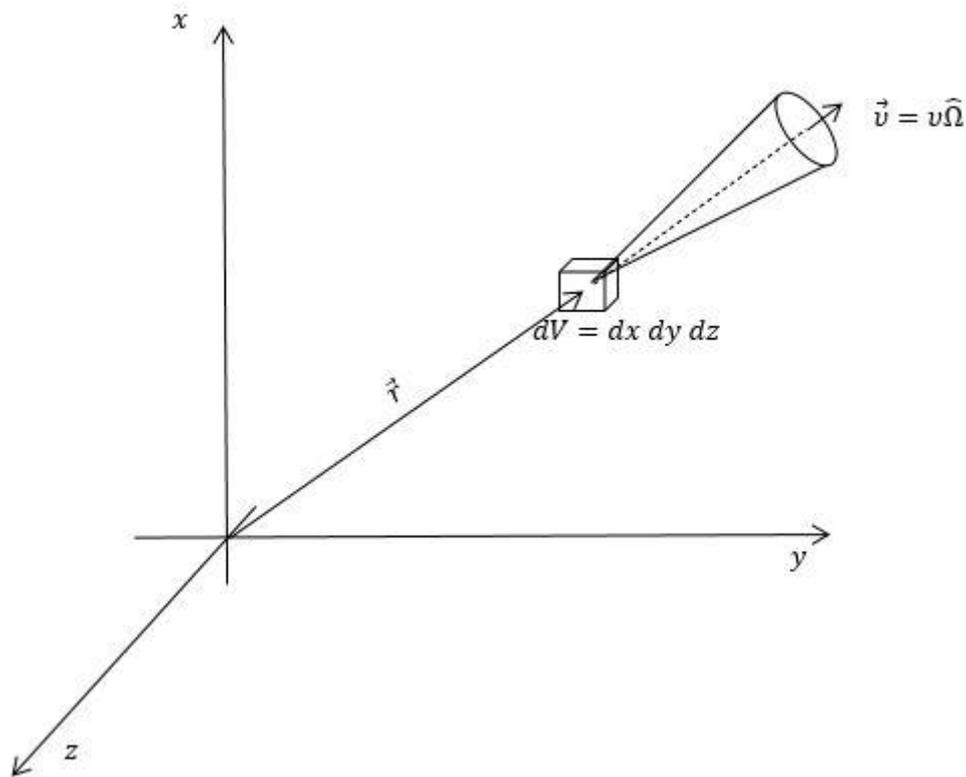


FIG. 16: Individuazione del volume nello spazio delle fasi.

La dipendenza spaziale di n da \vec{r} deriva dal fatto che, a seconda del punto nello spazio fisico in cui ci si trova, in generale, avremo un numero diverso di neutroni. Perciò la dipendenza dalla distanza del volumetto considerato, rispetto all'origine del nostro sistema di riferimento, viene tenuta in conto attraverso \vec{r} , il quale viene definito dalle tre coordinate spaziali moltiplicate per i rispettivi versori: $\vec{r} = (x\hat{i}, y\hat{j}, z\hat{k})$. Anche la velocità posseduta dai neutroni influenza il numero degli stessi presenti in dV , a seconda che abbiano una velocità più o meno alta, un numero differente di neutroni varcherà il volume di controllo ed interagirà col materiale (a causa delle variazioni della sezione d'urto) nell'unità di tempo. La dipendenza dalla variabile temporale può invece avere origine da cause diverse come, ad esempio, l'insorgere di una perturbazione interna al sistema (inserzione repentina di una barra di controllo).

Le grandezze dell'ambito neutronico di tipico interesse, definite in modo integrale, sono le seguenti:

1. Densità neutronica $[\frac{\text{neutroni}}{m^3}]$: rappresenta la quantità di neutroni presenti per unità di volume dello spazio delle fasi, indipendentemente dall'angolo

$$\rho(\vec{r}, v, t) = \int_{4\pi} n(\vec{r}, v\hat{\Omega}, t) d\Omega$$

2. Flusso neutronico $[\frac{\text{neutroni}}{\text{m}^2\text{sec}}]$: rappresenta il traffico di neutroni per unità di superficie e di tempo. O ancora, la somma delle distanze percorse dai neutroni in \vec{r} e con velocità v nell'unità di volume e di tempo. È quindi pari alla densità neutronica per il modulo della velocità

$$\phi(\vec{r}, v, t) = \int_{4\pi} n(\vec{r}, v\hat{\Omega}, t) v d\Omega = \rho(\vec{r}, v, t) v$$

3. Corrente neutronica $[\frac{\text{neutroni}}{\text{m}^2\text{sec}}]$: si differenzia dalla densità in quanto viene moltiplicata la velocità, stavolta però è la velocità vettoriale, comprensiva di modulo e direzione, la corrente sarà quindi un vettore

$$\vec{J}(\vec{r}, v, t) = \int_{4\pi} n(\vec{r}, v\hat{\Omega}, t) \vec{v} d\Omega$$

4. Tasso di reazione $[\frac{\text{reazioni}}{\text{m}^3\text{sec}}]$: Il tasso della reazione r-esima viene definito a partire dalla sezione d'urto della reazione considerata, e dal flusso neutronico, integrando su tutte le possibili velocità (energie). Questa grandezza rappresenterà il numero di reazioni che avvengono, per unità di volume e tempo

$$R_r(\vec{r}, t) = \int_0^{\infty} \Sigma_r(\vec{r}, \vec{v}) \phi(\vec{r}, v, t) dv$$

A riguardo della definizione integrale di queste grandezze, può essere notato come la maggior parte di esse vengano ottenute dalla semplice integrazione rispetto alla variabile angolo della densità angolare, elidendo così la dipendenza dalla direzione di volo.

Per concludere la panoramica sulle grandezze fisiche neutroniche, si può ora aggiungere a titolo illustrativo un'altra definizione del flusso neutronico il quale può assumere anche la forma angolare (in contrasto con quella scalare precedentemente definita), nella quale l'informazione su $\hat{\Omega}$ viene mantenuta

$$\phi(\vec{r}, v\hat{\Omega}, t) = n(\vec{r}, v\hat{\Omega}, t) v$$

3.2 IL CODICE ERANOS

Il software di calcolo che è stato scelto per svolgere le simulazioni è lo European Reactor Analysys Optimized System (ERANOS) [6] ampiamente sfruttato a livello internazionale per i calcoli neutronici dei reattori veloci. Si tratta di un codice neutronico strutturato secondo un criterio di scale dimensionali, in cui i calcoli sono svolti in maniera gerarchica e suddivisi in vari sotto-moduli, ognuno dei quali è deputato a risolvere le equazioni del trasporto in maniera differente a seconda del grado di dettaglio ricercato, per poi combinare i vari step intermedi e giungere ad un risultato complessivo.

Il codice ERANOS svolge quindi i calcoli seguendo una progressione spaziale simile a quella adottata nella descrizione del nocciolo al Capitolo 2, con percorso inverso (si veda FIG. 17). Infatti, partendo dalle grandezze calcolate su ciascun singolo elemento, le accoppia per essere in grado di effettuare un calcolo di nocciolo

attraverso le informazioni di ogni cella. Di conseguenza i componenti di ERANOS interagiscono vicendevolmente: i dati in output dell'uno, saranno quelli in ingresso dell'altro.

I metodi per il calcolo dei parametri di nocciolo, si dividono in quelli con un approccio statistico al problema, ovvero fondati su una soluzione probabilistica delle equazioni, andando a simulare ripetutamente e attraverso eventi scelti sulla base di numeri aleatori, i fenomeni di trasporto fino a giungere ad una adeguata statistica. L'alternativa è adottare un approccio deterministico, nel quale l'equazione del trasporto è risolta in maniera diretta attraverso una discretizzazione delle variabili in gioco. ERANOS appartiene alla seconda tipologia di codici.

In un approccio deterministico come quello usato da ERANOS però, affrontare il problema sin da subito dal punto di vista globale richiederebbe uno sforzo computazionale eccessivo, per cui si scorpora il fenomeno di trasporto su due scale differenti: quella dell'elemento (chiamato anche cella in questo contesto) e quella più ampia, di nocciolo. Viene adottato quindi un approccio a steps, trattandosi di un problema multi-scala, dove i fenomeni governanti la piccola scala si ripetono anche su larga scala, sfruttando la ripetitività interna al reattore.

Per non perdere grado di definizione durante il processo di passaggio da una scala all'altra, inizialmente ci si focalizza sugli elementi del nocciolo presi singolarmente, dove le equazioni vengono risolte introducendo poche approssimazioni e perciò avendo una visione dettagliata di ciascuna cella, ma senza informazione sulle condizioni al contorno. In seguito poi, si prendono i risultati in uscita da questo step numerico e li si utilizza come input del secondo step, di nocciolo, dove si perde di dettaglio in merito alla cella (tipicamente considerata omogenea), avendone una sua descrizione approssimativa, ma avendo un guadagno in termini di visione globale sul reattore e valutando gli effetti spaziali dell'eterogeneità del nocciolo (e.g., presenza di elementi di controllo, arricchimenti diversi).

In particolare, i due moduli preponderanti di ERANOS che si occupano degli steps appena descritti sono:

1. Lo European Cell COde (ECCO), necessario per svolgere i calcoli di cella e
2. Il solutore TGV-VARIANT, volto a raccordare i parametri di cella a quelli di nocciolo, svolgendo calcoli sull'intero reattore.

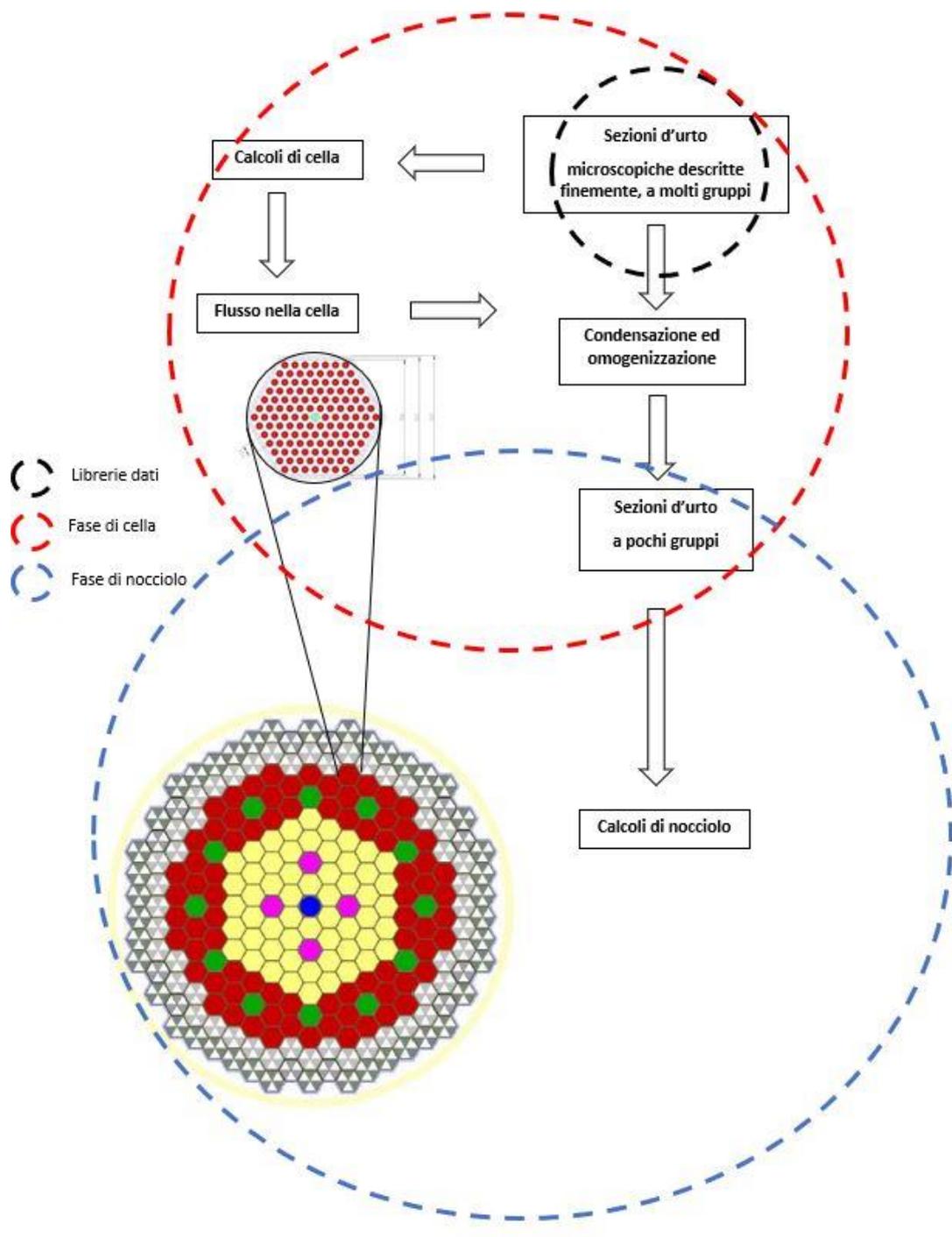


FIG. 17: Schema del processo di calcolo seguito in ERANOS.

3.2.1 ECCO

I dati input necessari all'esecuzione del primo step ERANOS sono la configurazione geometrica e fisica della cella. La parte fisica è espressa dalle sezioni d'urto, ricavate sperimentalmente, le quali sono discretizzate nello spettro energetico attraverso l'approssimazione multi-gruppo (si veda più avanti in questa Sezione). I valori per ciascun gruppo di energia sono estratti dal profilo sperimentale grazie a dedicati codici di calcolo. Le librerie di sezioni d'urto solitamente utilizzate sono quelle stilate dal Joint Evaluated Fission and Fusion

File (JEFF), formato da membri della Nuclear Energy Agency (NEA), o le librerie americane chiamate ENDF/B e tengono conto di solito anche delle incertezze legate alle misure sperimentali delle sezioni d'urto.

Per ciò che concerne l'aspetto geometrico, esso viene preso in esame all'interno del codice stesso grazie alla possibilità di generare, grazie alla sintassi di ERANOS, geometrie più o meno complesse, a partire da quelle basilari. Si ha quindi una definizione ricorsiva, a livelli, della parte geometrica, descrivendo ciascuna cella a partire dalla struttura generale, dalla definizione dei confini geometrici del dominio, andando poi a disporre internamente i componenti necessari, ed assegnando infine il materiale ad ogni zona creata (si veda per esempio la FIG. 18).

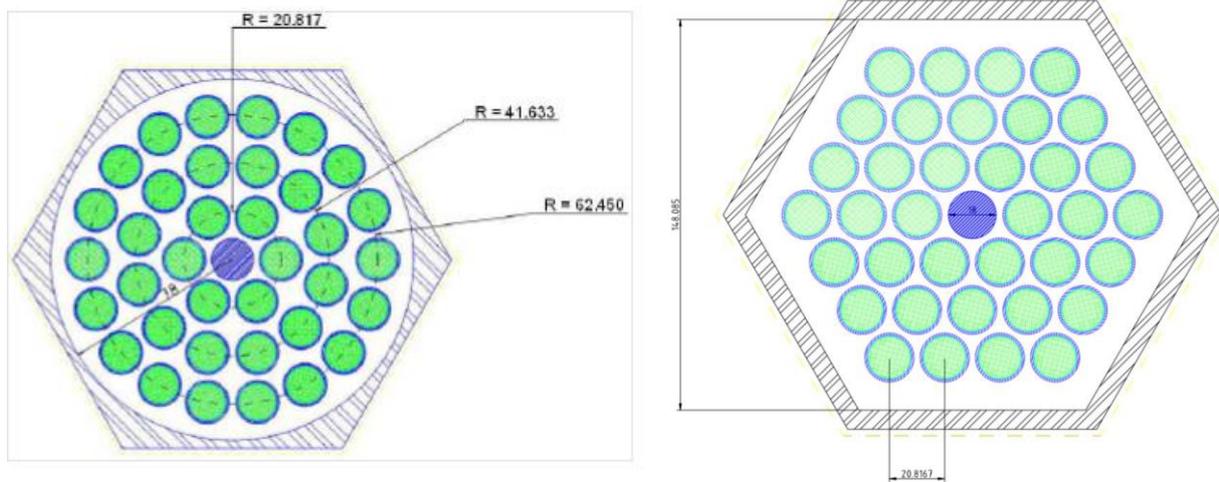


FIG. 18: Sezione assiale dell'elemento di controllo di ALFRED (sinistra) e suo modello ECCO (destra).

In FIG. 18 si può risaltare il profilo circolare interno del wrapper esagonale, che consente al fascio di barrette di assorbire maggiore spazio per la movimentazione. A tal proposito, non essendo compresa nel codice la possibilità di creare un wrapper circolare, è stata fatta un'approssimazione utilizzando un accorgimento computazionale per cui l'elemento di controllo è stato riadattato ad un modello equivalente: la guaina esterna circolare è stata trasformata in esagonale, e le pin d'assorbitore interno, disposte su un reticolo esagonale equivalente (con lo stesso passo dell'originale) dato che ECCO non è in grado di gestire reticoli su corone circolari.

Una volta stabilita la geometria e la composizione materiale, si deve stabilire il metodo con cui ECCO ricava la soluzione delle equazioni del trasporto sopra al volume di controllo formato dalla cella. Per poterlo fare, è necessario introdurre delle approssimazioni delle tre variabili, spaziale, angolare ed energetica. Viene in prima istanza considerata la modalità di approssimazione spaziale.

APPROSSIMAZIONE SPAZIALE

Per riuscire a risolvere l'equazione del trasporto in forma stazionaria ($\frac{\partial}{\partial t} = 0$) è necessario fornire delle condizioni al contorno come quelle di:

- considerare assialmente infinita la cella;
- ripetizione infinita della cella su base radiale imponendo $\vec{j}=0$ alla frontiera della stessa.

La prima implica che la soluzione può essere ricercata su un dominio bidimensionale (2D), riducendo notevolmente i tempi di calcolo.

Il solutore quindi non fa altro che prendere i dati in input, processarli, e, sfruttando le suddette approssimazioni, risolvere le equazioni del trasporto semplificate per ottenere le grandezze neutroniche d'interesse, anche dette costanti di cella, che vengono in questo modulo calcolate accuratamente.

Addentrando nella parte del codice ECCO si incontra una successione cronologica degli step logici in esso contenuti nel passare dai dati iniziali a quelli output, nel seguente modo:

- Introduzione della fisica del processo attraverso librerie di sezioni d'urto a 1968 gruppi, assieme alle informazioni geometriche fornite attraverso il file di input;
- Calcolo delle costanti di cella tramite una serie di steps con differenti livelli di dettaglio geometrico ed energetico;
- Adeguamento della discretizzazione spaziale ed energetica alla scala globale, con l'intento di ottimizzare il passaggio al modulo di nocciolo.

All'interno di ECCO, ha luogo quindi un omogenizzazione spaziale ed una condensazione energetica delle costanti di cella, rappresentate dalle sezioni d'urto di ciascun nuclide del reattore, con lo scopo di preservare i tassi di reazione e di ridurre l'onore computazionale per il successivo step di nocciolo senza però perdere eccessivamente in accuratezza.

Per il calcolo dei flussi, è necessaria la soluzione dell'equazione del trasporto, della quale esistono varie forme, a seconda delle approssimazioni considerate e dell'approccio adottato. Si varia quindi dalla forma integro-differenziale a quella integrale, fino ad arrivare quella delle equazioni caratteristiche.

Equazione integro-differenziale

$$\hat{\Omega} \cdot \vec{\nabla} \phi(\vec{r}, \vec{v}) + \Sigma_{TOT}(\vec{r}, \vec{v}) \phi(\vec{r}, \vec{v}) = S(\vec{r}, \vec{v})$$

Dove, analizzando brevemente i vari termini, $\hat{\Omega} \cdot \vec{\nabla} \phi$ rappresenta le fughe dal volume di controllo. La sezione d'urto $\Sigma_{TOT}(\vec{r}, \vec{v})$, invece, è la sezione d'urto totale di interazione ed indica qualsiasi evento che possa rimuovere un neutrone dal volume di controllo (inteso come spazio e velocità); è pari all'inverso del libero cammino medio, la distanza media che un neutrone percorre prima di incorrere in una interazione. Infine, S rappresenta il termine sorgente di neutroni e comprende il contributo della fissione. Questa equazione rappresenta perciò un bilancio entro il volume nello spazio delle fasi.

Equazione integrale

$$\phi(\vec{r}, E, \hat{\Omega}) = \int_0^{\infty} \frac{e^{-\tau(s', E)}}{4\pi} S(\vec{r} - \hat{\Omega}s', E, \hat{\Omega}) ds'$$

Al contrario del punto di vista precedente, utilizzando questo tipo d'approccio si considera nuovamente uno spazio simile a quello di FIG. 16 viene preso un punto qualsiasi, una direzione orientata lungo $\hat{\Omega}$, e si integrano tutte le possibili distanze d'arrivo dei neutroni. In questo contesto, $e^{-\tau(s', E)}$ è uguale alla probabilità che il neutrone raggiunga il volumetto preso in considerazione, partendo da una distanza pari a s' ed in particolare $\tau(s', E) = \int_0^s \Sigma_{TOT}(\vec{r} - \hat{\Omega}s', E) ds'$ indica quindi un cammino s , pesato sul libero cammino medio.

Equazione caratteristica

In questo terzo caso si adotta un approccio ibrido: l'equazione di bilancio del primo caso, viene proiettata su una retta, come nel secondo. Tale retta prende il nome di linea caratteristica. In questa equazione compare la derivata totale, rappresentate la derivata temporale e quella spaziale in un unico termine, rispetto ad s :

$$\frac{D\phi}{Ds} = \frac{\partial\phi}{\partial s} + \hat{\Omega} \cdot \nabla\phi$$

D'altra parte, una volta scelto il tipo di studio da intraprendere, ci sono altrettanti modi con cui trattare l'equazione del trasporto. Quelle utilizzate in ECCO, dipendentemente da come viene considerato il mezzo, possono essere due:

1. Probabilità di collisione (CP)

È una formulazione integrale del problema, e consiste nella sua risoluzione attraverso delle probabilità così definite:

$$P_{ij} = \frac{1}{V_i} \int_{V_j} \int_{V_i} \frac{e^{-\Sigma(\vec{r})s}}{4\pi R^2} dV dV'$$

La soluzione avviene sotto determinate ipotesi:

- I volumi V_i e V_j sono sufficientemente piccoli da poter considerare al loro interno le sorgenti neutroniche spazialmente uniformi;
- Prendendo a riferimento una sorgente isotropa, ovvero uguale comunque presa una direzione di volo, per qualunque fenomeno.

Per modellare la mancanza di isotropia (e.g., nelle reazioni di scattering) si può ricorrere ad una nuova sezione d'urto, chiamata di trasporto, Σ_{tr} , ed uguale alla differenza tra la sezione d'urto totale e quella dello scattering: $\Sigma_{tr} = \Sigma_{tot} - \Sigma_s \cdot \mu$, dove μ rappresenta il coseno medio dell'angolo di scattering, ovvero la direzione assunta (in media) da un neutrone dopo un ipotetico urto. Va messo in risalto, in ultima istanza, che la principale fonte

di anisotropia sono i nuclei leggeri, tipicamente non presenti in un reattore veloce, specie se refrigerato a Piombo come ALFRED.

Ritornando alla P_{ij} , essa rappresenta un fattore geometrico-materiale, nonché una probabilità che il neutrone nato nel volumetto V_j abbia la sua prima interazione in quello V_i . L'equazione del trasporto si riduce quindi al bilancio

$$V_i \Sigma_i \phi_i = \sum_{j=1}^N P_{ij} V_j (\Sigma_{Sj} \phi_j + S_j)$$

dove Σ_i è la sezione d'urto totale per la regione i-esima, mentre $\Sigma_{Sj} \phi_j + S_j$ sta a rappresentare il termine di produzioni nel volume j-esimo. È stata qui considerata la sola dipendenza spaziale, per evidenziare come sia una tecnica di soluzione della componente del flusso dipendente dallo spazio. Per il calcolo delle P_{ij} si possono sfruttare sia metodi analitici che numerici.

Il vantaggio dell'utilizzo di una formulazione integrale del problema fisico, come in questo caso, è la capacità che si ha di svolgere calcoli su un mezzo eterogeneo, e la facilità con cui si riesce ad arrivare alla determinazione dell'auto-schermo di risonanza: questo è un fenomeno che consiste nella diminuzione del tasso di reazione a causa delle risonanze presenti nell'andamento della sezione d'urto in funzione dell'energia. In caso di risonanza infatti, la Σ_{TOT} , e di conseguenza il flusso ϕ , assumeranno un andamento simile quello riportato in FIG. 19.

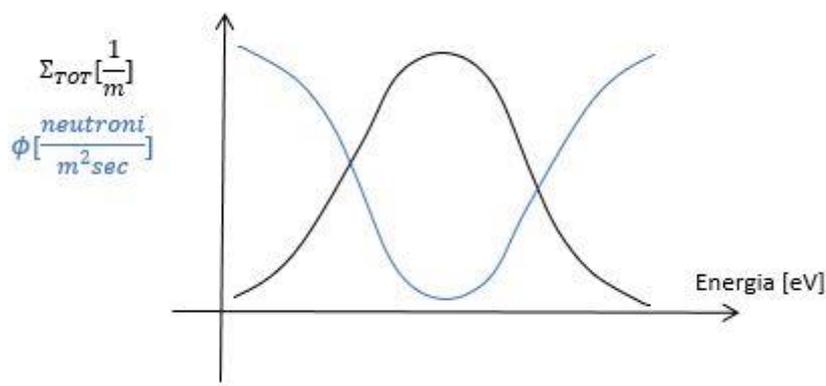


FIG. 19: Spiegazione grafica dell'auto-schermo di risonanza.

L'incremento repentino della sezione d'urto in prossimità delle risonanze fa sì che il flusso abbia una diminuzione. Ciò è dovuto, appunto, ad un incremento della sezione d'urto totale, che si traduce in una riduzione del libero cammino medio e quindi della distanza percorsi dai neutroni. Questo fenomeno si riflette poi anche nelle probabilità di collisione, e a catena anche sui tassi di reazione. Questi ultimi infatti, se non

considerassimo l'auto-schermo, verrebbero sovrastimati. Risulta quindi essere un fenomeno di natura energetica, ma con ripercussioni sia spaziali che energetiche.

Se però, anziché alla soluzione dell'equazione del trasporto su un mezzo eterogeneo, siamo interessati alla sua risoluzione su un volume omogeneo, si può accettare di approssimare maggiormente la dipendenza spaziale del flusso. Ciò è possibile attraverso il secondo metodo di soluzione dell'equazione del trasporto:

2. Modo fondamentale (FM)

Consiste di un'equazione integro-differenziale, in un mezzo ipotizzato:

- Omogeneo;
- Infinito.

Per la risoluzione si utilizza il metodo della separazione delle variabili che presuppone:

- Indipendenza delle variabili E ed \vec{r}
- Dipendenza spaziale periodica del flusso, del tipo $e^{-i\vec{B}\vec{r}}$

Dove il \vec{B} qui introdotto, denota una frequenza di oscillazione spaziale, ed è la generalizzazione della quantità derivante dall'equazione di diffusione dei neutroni stazionaria, di seguito riportata:

$$\vec{\nabla}\phi = -\vec{B}^2 \phi$$

La forma integro-differenziale dell'equazione del trasporto diventa quindi

$$(i\vec{B} \cdot \hat{\Omega} + \Sigma_{TOT})\phi = S$$

La quale necessita solo della discretizzazione angolare ed energetica per la sua soluzione.

Le due metodologie sopra descritte, CP e FM, sono quindi modalità diverse, e con differenti accuratezze, di esprimere la dipendenza spaziale del flusso.

APPROSSIMAZIONE ANGOLARE

Per l'approssimazione della variabile indipendente angolare, vengono usualmente utilizzate le armoniche sferiche. Queste ultime sono definite come una base ortogonale, sulla quale il flusso può essere proiettato. Infatti i polinomi sono definiti ricorsivamente come segue:

$$\begin{cases} P_l^m(x) = (-1)^m (1-x^2)^{\frac{m}{2}} \frac{d^m P_l(x)}{dx^m} \\ Y_l^m(\theta, \varphi) = (-1)^{\frac{m+|m|}{2}} e^{im\varphi} \left\{ \frac{2l+1}{4\pi} \frac{(l-|m|)!}{(l+|m|)!} \right\} P_l^m(x) \cos\theta \end{cases}$$

Dove $P_l(x)$ sono i polinomi di Legendre, $P_l^m(x)$ quelli associati, e gli $Y_l^m(\theta, \varphi)$ rappresentano le armoniche sferiche

La soluzione dell'equazione tramite proiezione sulle armoniche sferiche avviene a partire dall'equazione integro-differenziale o integrale. Il flusso e la sezione d'urto di scattering vengono espansi come

$$\phi(\hat{\Omega}) = \sum_{l=1}^{\infty} \frac{2l+1}{4\pi} \phi_l P_l$$

$$\Sigma_S(\hat{\Omega}) = \sum_{l=1}^{\infty} \frac{2l+1}{4\pi} \Sigma_{S,l} P_l$$

dove simmetria azimutale è stata assunta per semplicità. Sostituendo gli sviluppi mostrati nell'equazione del trasporto e proiettando sui vari ordini si ottiene un set di infinite equazioni per i vari ordini del flusso ϕ_l . Per rendere possibile la risoluzione del sistema esso viene tagliato ad un certo ordine N ($\phi_{N+1} = 0$); tale tipologia di approssimazione viene detta approssimazione P_N , in ragione dell'ordine del polinomio di Legendre con cui viene approssimato il flusso. Internamente ad ECCO, e per problemi riguardanti i calcoli di criticità di reattori veloci si è soliti approssimare il flusso all'ordine 1 delle armoniche sferiche (P_1), dato che questo garantisce comunque un [buon livello di accuratezza nella descrizione della fisica del problema.

APPROSSIMAZIONE ENERGETICA

L'unico approccio disponibile in ECCO per ciò che concerne la variabile energia è detto approssimazione multi-gruppo e consiste nel dividere lo spettro energetico in regioni, dette gruppi ed in numero N_g , più o meno numerosi in base alla precisione nel rappresentare il profilo della sezione d'urto. La sezione d'urto non verrà quindi più descritta in base al suo reale andamento continuo, ma attraverso una funzione continua a tratti con un valore per ogni gruppo scelto.

ECCO, si appoggia su tre tipi di griglie multi-gruppo: 1968, 33 e 172 gruppi, da selezionare a seconda delle esigenze del calcolo in esame. La griglia a 33 gruppi è solitamente scelta come quella di approdo per i calcoli dei reattori veloci.

Infine, è necessario in ECCO specificare le condizioni termiche del sistema. La presenza di temperature alle quale riferirci, per l'appunto, durante i calcoli delle costanti di cella, è fondamentale dal momento che si concatenano fenomeni molto complessi, i quali hanno una forte dipendenza termica. Per citarne uno su tutti, l'effetto Doppler riveste un ruolo importante nella determinazione del bilancio neutronico interno al reattore. Questo effetto a livello atomico consiste, come in fisica classica, nella distorsione dei campi stazionari, a causa del moto relativo. Ciò si riflette in una storpiatura dell'andamento sperimentale delle sezioni d'urto tipicamente riferito nelle librerie di dati nucleari ad una situazione a 0 K (si veda la FIG. 20).

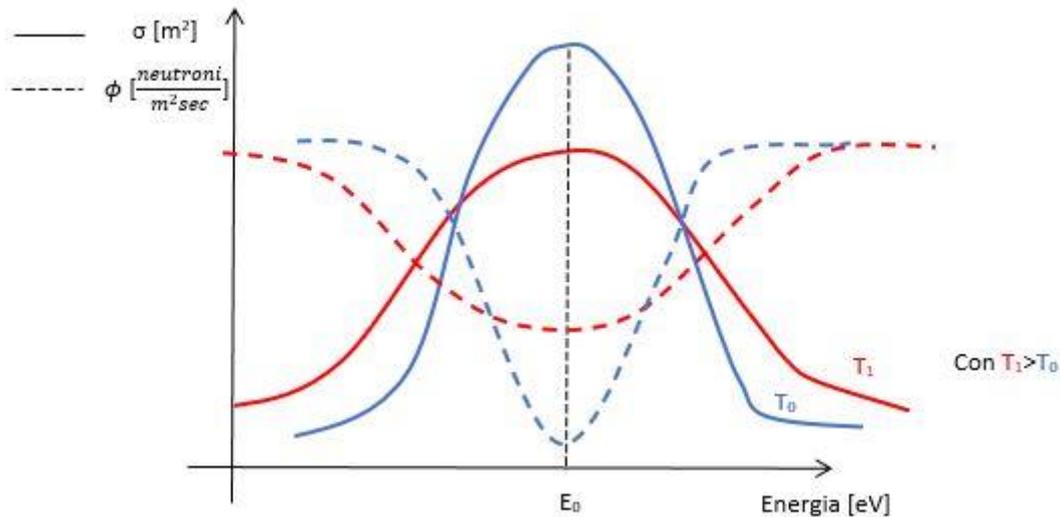


FIG. 20: Spiegazione grafica dell'effetto Doppler.

Questo tipo d'effetto è provocato all'energia vibrazionale dei nuclei bersaglio, ciò è dovuto quindi al movimento relativo tra neutrone e bersaglio. L'effetto ultimo è quello di spalmare la risonanza a livello energetico, difatti vediamo che in corrispondenza della temperatura maggiore (T_1), la sezione d'urto assume un andamento più piatto. Questo si riflette anche sul fenomeno dell'auto-schermo di risonanza, facendolo diminuire. L'effetto complessivo risulta tipicamente in un aumento dei tassi di reazione.

GLI STEPS DEL CALCOLO DI CELLA

È stato detto come sia ERANOS, sia i suoi sotto-moduli, funzionino secondo una successione di step logici. In ECCO, di conseguenza, il processo di calcolo è strutturato come una successione di steps in cui i livelli di approssimazione spaziale (mezzo omogeneo o eterogeneo) ed energetica (tanti o pochi gruppi) vengono variati fino ad arrivare alla struttura omogenea della cella ed al numero di gruppi desiderato per i successivi calcoli di nocciolo.

Il tipo di calcolo varia a seconda della cella, con passaggi differenti a seconda che essa sia critica (con presenza di materiale fissile) o sotto-critica (senza materiale fissile).

Cella critica

Gli steps tipicamente seguiti nel caso di una cella critica sono qui elencati (e riassunti in FIG. 21):

STEP 1: si parte da un numero esiguo di gruppi, 172, con geometria omogenea risolta in modo fondamentale per avere in uscita una distribuzione di flusso da usare per le celle sotto-critiche. Per rendere lo spettro maggiormente rappresentativo di quello reale in nocciolo si impone una ricerca del buckling geometrico critico, che cioè porti ad avere un una costante di moltiplicazione effettiva pari all'unità, il che corrisponde all'uguaglianza $B_m=B_g$.

STEP 2: si effettua un controllo delle costanti di cella prima calcolate, variando una sola condizione rispetto a quelle precedenti, vale a dire la geometria, che viene trasformata in eterogenea. Viene qui, quindi, verificato l'effetto apportato alla simulazione dalla geometria ed inoltre controllata la qualità del 1° step di tentativo, dal momento che il buckling viene mantenuto quello ottenuto allo step precedente.

STEP 3: si introduce le complicazioni computazionale della geometria eterogenea, ed una suddivisione fine (il massimo dettaglio), a 1968 gruppi, delle sezioni d'urto, lasciando inalterato il buckling. L'obiettivo principe di questo step è effettuare la condensazione energetica, passando dai 1968 gruppi ai 33 gruppi stabiliti per il calcolo di nocciolo.

STEP 4: Il quarto step è un ulteriore step di controllo, stavolta però ri-cercando il buckling critico con geometrie reali (eterogenee), ma sezioni d'urto condensate a 33 dallo step precedente. Alla fine di questo step può essere fatto un confronto col buckling ottenuto al termine del primo, per meglio comprendere l'effetto della condensazione.

STEP 5: si ha invece l'omogeneizzazione spaziale del flusso nella cella. Le sezioni d'urto a 33 gruppi, pesate sui flussi omogenei, vengono in questo punto salvate in una libreria che servirà per il successivo calcolo di nocciolo, a rappresentare la cella in esame.

STEP 6: per puro scopo di controllo, viene imposto il buckling pari a 0, annullando così le fughe spaziali e simulando un mezzo infinito. Diviene quindi uno step di controllo del k_{∞} , cioè la costante di moltiplicazione effettiva di un mezzo moltiplicante infinito ed omogeneo.

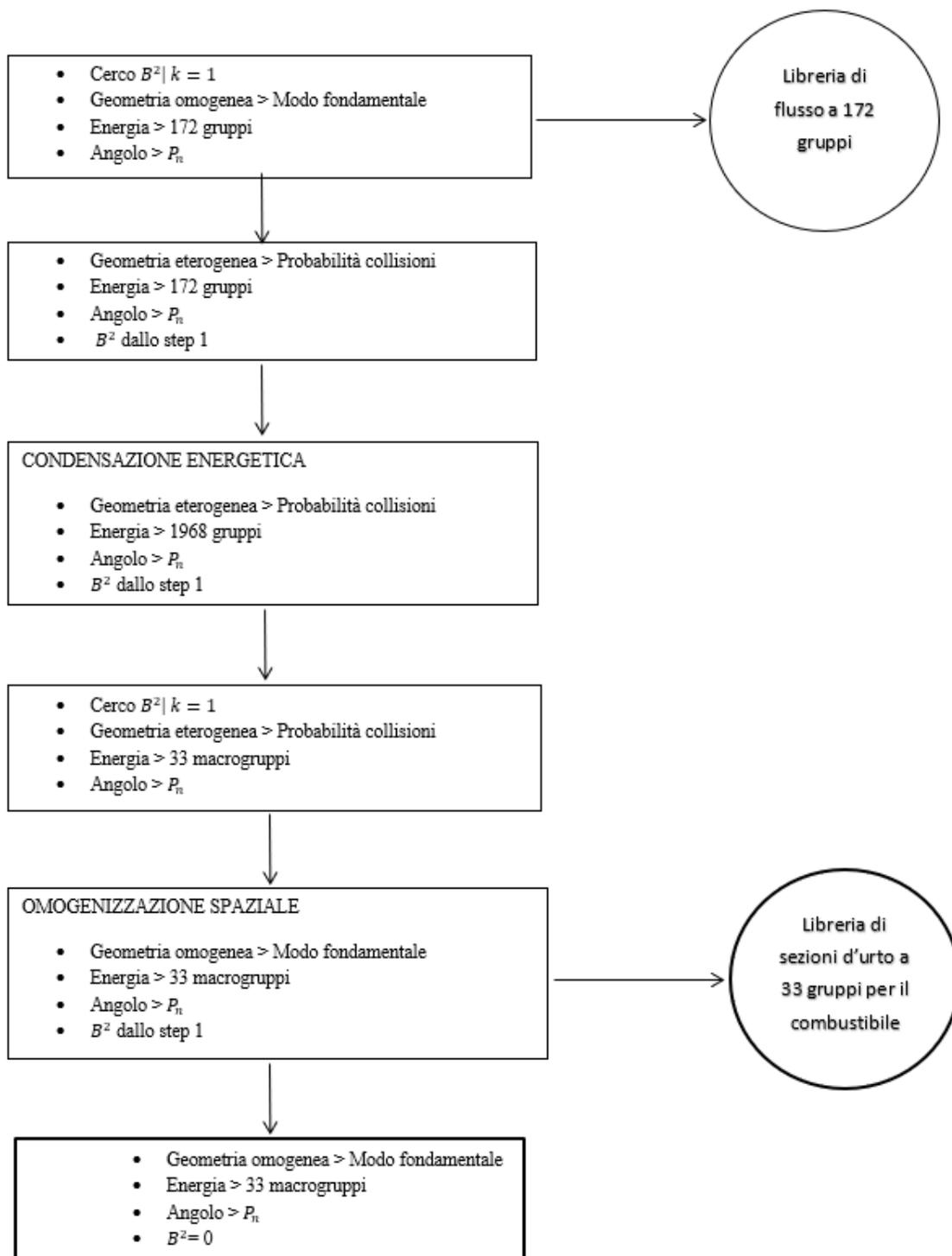


FIG. 21: Steps di calcolo di ECCO per una cella critica.

Da notare come l'approssimazione angolare utilizzata sia sempre quella P_N .

Cella sotto-critica

Per quel che riguarda la cella sotto-critica (FIG. 22), come quelle concernenti gli elementi dummy o di controllo, il concetto da sottolineare è che non sarà presente il termine sorgente di fissione, in quanto nella cella non si ha materiale fissile. Gli steps seguiti per il calcolo delle costanti di cella sono quindi:

STEP 1: partendo dalle librerie di flusso a 172 gruppi, calcolate al primo step della cella critica, è possibile calcolare una sorgente esterna di neutroni così da avere una soluzione non nulla dell'equazione del trasporto ed il conseguente flusso neutronico necessario per calcolare le costanti di cella. Lo step è risolto usando una geometria omogenea ed un buckling imposto (ricavato da formule analitiche).

STEP 2: si effettua un controllo della geometria usando ora la versione eterogenea così da vedere l'effetto della stessa sul calcolo.

STEP 3: In analogia alla cella critica è lo step di condensazione energetica sulla stessa struttura a gruppi usata per le celle critiche (33 gruppi).

STEP 4: è lo step di omogeneizzazione spaziale nel quale viene prodotta la libreria di sezione d'urto da usare nel calcolo di nocciolo.

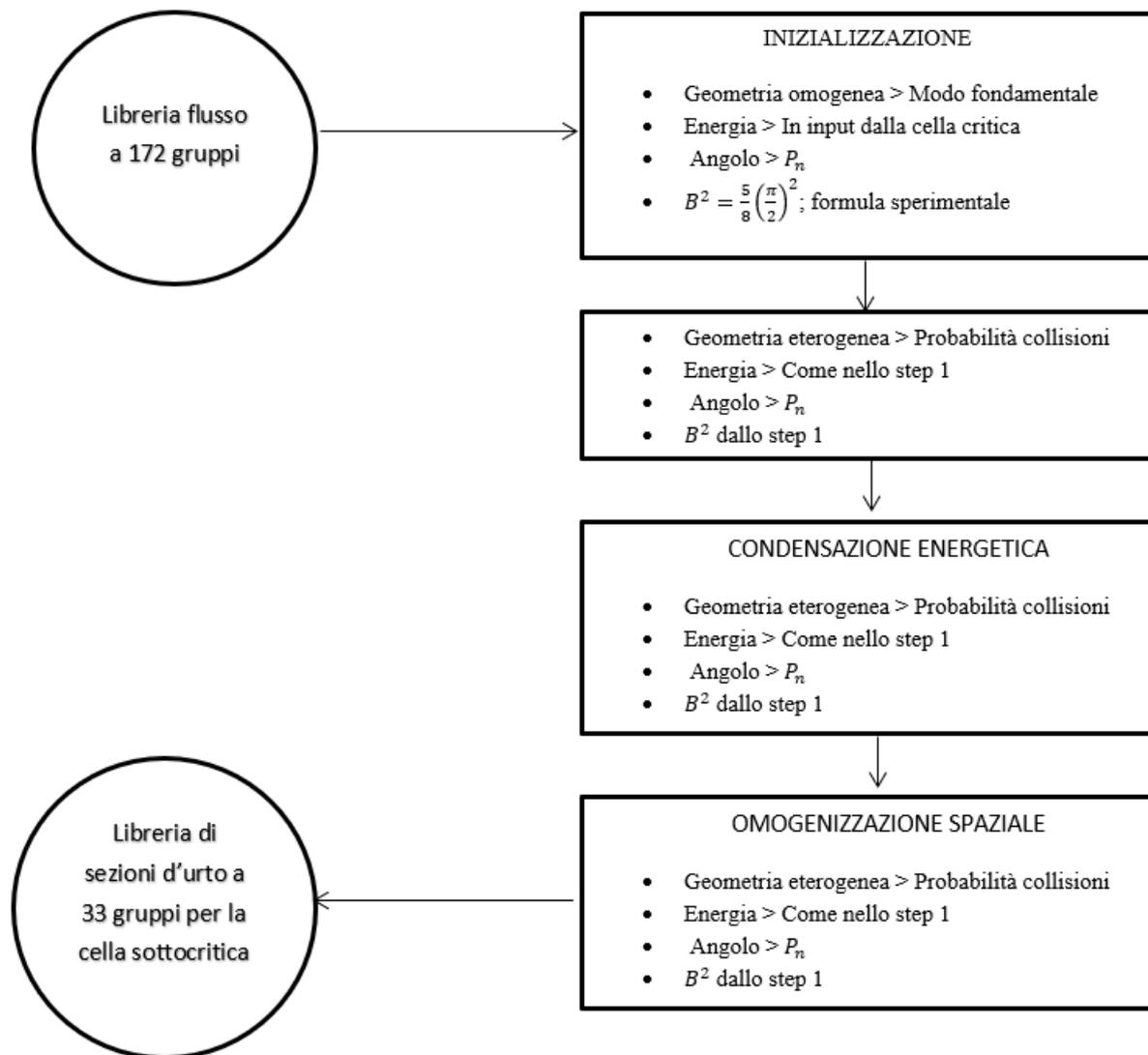


FIG. 22: Steps di calcolo di ECCO per una cella sotto-critica.

Una volta ottenute le librerie a macrogruppi (33), delle sezioni d'urto pesate sui flussi, per le celle critiche e sotto-critiche, si è in possesso di tutto l'occorrente per passare al calcolo di nocciolo. Si osserva brevemente come l'operazione di pesatura venga effettuata attraverso la moltiplicazione integrale delle sezioni d'urto per il flusso, andando poi a eliminarlo dividendo nuovamente per un flusso, con l'obiettivo di preservare i tassi di reazione (i componenti definenti l'equazione del trasporto):

$$\langle \sigma \rangle = \frac{\int_E \int_V \sigma \phi dV dE}{\int_E \int_V \phi dV dE}$$

Questa sarebbe la sezione d'urto se avessimo un solo gruppo, introducendo invece l'approssimazione multi-gruppo, e considerando il G-esimo macrogruppo:

$$\langle \sigma_G \rangle = \frac{\int_{E_{G+1}}^{E_G} \int_V \sigma \phi dV dE}{\bar{\phi}_G V \Delta E}$$

Avendo indicato con $\bar{\phi}$, il flusso medio sopra al volume considerato, e con ΔE la differenza di energia del macrogruppo considerato ($= E_g - E_{g-1}$). Si può ora passare alla discretizzazione dell'integrale fatto rispetto all'energia, introducendo una sommatoria dei gruppi fini g (1968) che appartengono all'intervallo energetico spaziato da un macrogruppo G :

$$\langle \sigma_G \rangle = \frac{\sum_{g \in G} \int_V \sigma_g \phi_g dV \Delta E_g}{\sum_{g \in G} \bar{\phi}_g V \Delta E_g}$$

3.2.2 TGV-VARIANT

Il passaggio da un modulo all'altro avviene, come detto, omogenizzando spazialmente la cella, e condensando energeticamente le sezioni d'urto.

In questo modulo vengono utilizzati i dati calcolati al precedente step di ERANOS, combinandoli ed interfacciandoli tra loro per ottenere un risultato d'insieme in cui compaiano grandezze globali rappresentative dell'intero nocciolo, come il flusso medio entro il nocciolo, la potenza sviluppata assialmente e radialmente, la costante di moltiplicazione effettiva durante i vari istanti temporali del ciclo di vita di un reattore.

Volendo dare una descrizione di massima dello step di nocciolo internamente al codice ERANOS, si può dire che in questo punto l'input dovrà contenere le informazioni riguardanti:

- La composizione assiale degli elementi del nocciolo;
- I coefficienti di dilatazione assiale e radiale, necessari per conteggiare i fenomeni dovuti alle escursioni termiche;
- La stampa di traverse di potenza, vale a dire i valori della potenza lungo linee assiali oppure radiali, a nostra scelta, per poter effettuare il post processamento dei dati;

Concentrandoci ora sulle approssimazioni introdotte per la risoluzione dell'equazione del trasporto in questo modulo computazionale, sull'intero nocciolo, possiamo suddividerle in base alle tre variabili dipendenti come successo per il modulo ECCO.

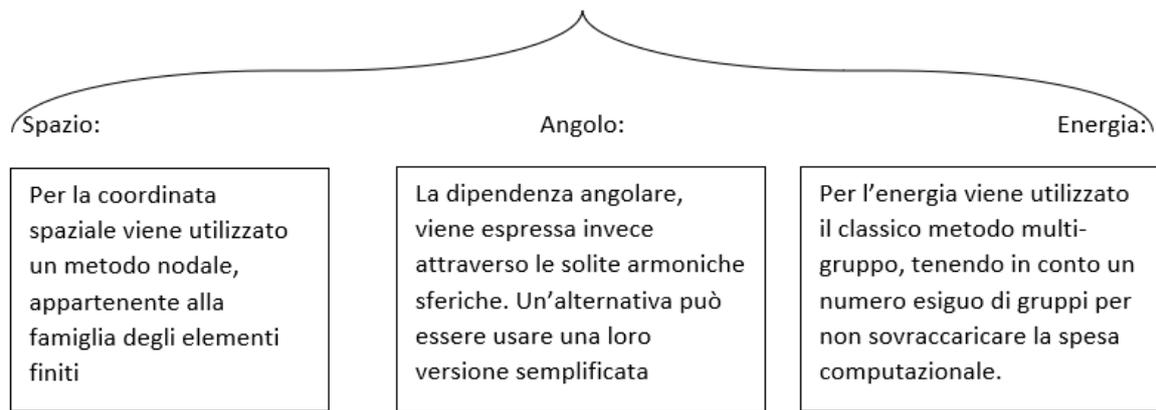


FIG. 23: Descrizione approssimazioni effettuate in TGV.

Scendendo nel dettaglio (Si veda FIG. 23):

- per l'approssimazione spaziale, il metodo utilizzato è detto nodale, e prende questo nome siccome le funzioni (polinomiali) con le quali si approssima l'andamento spaziale de flusso, insistono su nodi, ovvero le celle della griglia spaziale. I polinomi inoltre, per questioni di continuità, non esistono solo all'interno della cella, ma anche sulla interfaccia di queste ultime. Avremo a che fare, quindi, con una mappatura discretizzata dello spazio in tanti domini, per comodità formati da ciascuna cella. L'elemento fondante del reticolo, o mesh, è la cella elementare, è pertanto la geometria stessa del nocciolo a costituirne la sua ripartizione. Utilizzeremo quindi, come riferimento per orientarci negli spostamenti dentro al nocciolo, un sistema costituito da due assi denominati I e J (si veda FIG. 24). Questi due assi svolgono la stessa funzione di un piano cartesiano, ma differiscono da esso per quanto riguarda l'orientamento degli assi. Un approccio computazionale del genere è anche detto a maglia larga, o coarse mesh, in quanto grazie all'alto grado della funzione usata per approssimare il flusso è possibile raggiungere un elevato grado di accuratezza anche con griglia discretizzante meno fitta.
- Per l'approssimazione angolare si fa ancora ricorso alle armoniche sferiche, magari anche nella loro versione semplificata (SP_N), per guadagnare notevolmente in termini di velocità computazionale. Le SP_N sono un'approssimazione euristica delle armoniche sferiche in cui lo sviluppo non è rigorose come nel caso P_N , ma lo si approssima lungo la direzione di volo prevalente dei neutroni (la direzione della corrente neutronica).
- Per l'approssimazione energetica si ricorre ancora al metodo multi-gruppo.

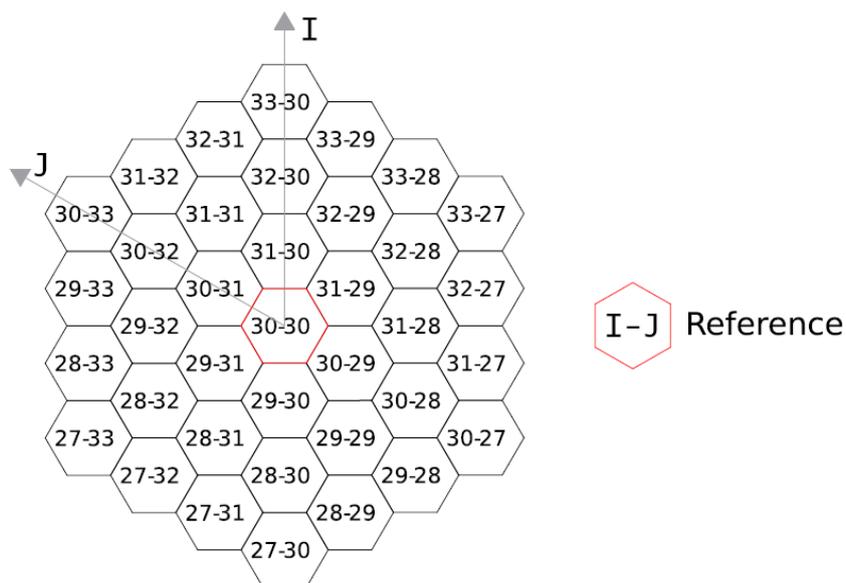


FIG. 24: Sistema preso a riferimento per l'individuazione delle celle nel nocciolo.

Una differenza sostanziale rispetto alla prima parte del software di calcolo che vale la pena rimarcare, è implicita nel passaggio da un modulo all'altro: dal momento che abbiamo omogenizzato spazialmente, nei calcoli di nocciolo staremo considerando, dal punto di vista delle celle, cioè radialmente, il reattore omogeneo. Sarebbe infatti impensabile tenere conto di tutte le disomogeneità interne alle celle in un calcolo complessivo di nocciolo.

Assialmente invece, gli elementi vengono modellati in maniera stratigrafica, in cui le celle identificate sono disposte in modo appropriato per conservare le relative masse.

3.2.3 MODULO EVOLUTION

I procedimenti finora descritti sono riferiti ad un regime stazionario, ma nello studio dei reattori, e specie per il problema della prima carica oggetto della tesi (si veda la Sezione 2.4), è di interesse anche l'evoluzione nel tempo delle caratteristiche del sistema come la reattività o la distribuzione di potenza a seguito dell'evoluzione della composizione del combustibile stesso.

Per poter modellare l'evoluzione nel tempo del sistema è pertanto necessario conoscere e calcolare l'evoluzione della composizione del sistema a seguito dell'interazione con i neutroni (e.g., la sparizione di fissile dovuta alle fissioni) governata dalle equazioni di Bateman. In questa Sezione viene quindi accennato il modulo ERANOS dedito alla risoluzione delle equazioni di Bateman: il modulo EVOLUTION.

Le equazioni di Bateman descrivono l'evoluzione nel tempo della concentrazione atomica N . Essa infatti rappresenta la densità di ciascun nuclide, e la sua variazione nel tempo è dovuta al bilancio tra produzioni e perdite scritto come (per il nuclide i)

$$\frac{dN_i}{dt} = Produzioni_i - Perdite_i$$

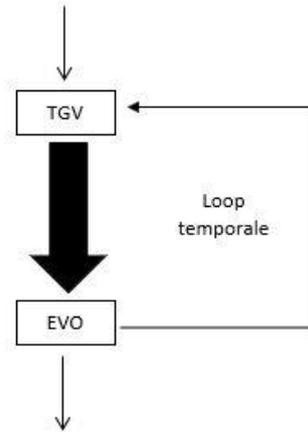


FIG. 25: Schematizzazione del loop temporale interno ad ERANOS per simulare l'evoluzione del combustibile.

Per quanto riguarda i fenomeni da considerare nel bilancio sono, di fatto tre:

1. Trasmutazione
2. Decadimento
3. Fissione

E possono concorre sia nei termini di produzione che di perdita. Esplicitando quindi i termini, il bilancio può essere scritto come

$$\frac{dN_i}{dt} = \sum_j \left(\sum_r \sigma_{j \rightarrow i}^r \phi N_j + \sum_d \lambda_{j \rightarrow i}^d \phi N_j + \sum_f \sigma_j^f \phi N_j y_{j \rightarrow i} \right) - \sum_{r'} \sigma_i^{r'} \phi N_i - \sum_{d'} \lambda_{j \rightarrow i}^{d'} \phi N_i$$

Avendo espresso con $\sigma_{j \rightarrow i}^r$ la sezione d'urto microscopica per la reazione r che lega il padre j al figlio i , $\lambda_{j \rightarrow i}^d$ la costante di decadimento che lega per il decadimento d il padre j al figlio i e $y_{j \rightarrow i}$, la resa di fissione, vale a dire la probabilità che dalla fissione di j nasca l'isotopo i . Il primo termine positivo è l'espressione matematica del tasso di trasmutazione di altri isotopi nell'isotopo i considerato, il secondo termine l'equivalente, ma per via del decadimento ed il terzo è la produzione da fissione, non nulla solo quando i rappresenta un prodotto di fissione. I termini negativi sono l'equivalente di quanto appena descritto ma considerando le vie che rimuovono l'isotopo i dal sistema (la trasmutazione e la fissione sono stati inglobati data la loro similarità nel termine di perdita).

Nell'equazione di Bateman appena descritta è evidente il legame tra le densità atomica (i -esima) ed il flusso, ed è proprio questa dipendenza da ϕ che fa sì che le densità varino nello spazio: $N_i = f(t, \vec{r})$.

Per avere calcoli di evoluzione sufficientemente accurati si deve quindi tener conto di questa mutua influenza durante l'evolvere del tempo, scegliendo Δt appropriati per il sistema in esame, in modo tale che i flussi considerati siano rappresentativi di quelli medi all'interno dell'intervallo considerato. D'altra parte, la

dipendenza temporale di N impatta direttamente il flusso attraverso le sezioni d'urto macroscopiche ($\Sigma=N \sigma$) le quali pertanto, andranno aggiornate di continuo, ad ogni avanzamento temporale.

Il processo di calcolo che include l'evoluzione può quindi essere integrato attraverso l'utilizzo entro il codice di un loop temporale. Per incrementare il realismo modellistico, in questo loop gli elementi di controllo possono essere movimentati col progredire della variabile temporale così da simulare la loro estrazione durante il ciclo per la compensazione del Δk_{swing} .

In FIG. 25 è riportato quindi lo schema di calcolo tipico nei casi in cui si voglia considerare l'evoluzione del materiale fissile. A monte del loop, si avrà un primo calcolo TGV sui dati in entrata, per inizializzare il flusso all'istante 0. Successivamente, il modulo EVO farà avanzare il tempo, dentro al loop, risolvendo le equazioni di Bateman con il flusso in input da TGV, calcolando la nuova distribuzione di densità e aggiornando le relative sezioni d'urto macroscopiche da ridare in pasto a TGV e così via fino all'istante desiderato.

3.3 IL MODELLO ERANOS DI ALFRED

Grazie agli elementi introdotto in questo Capitolo e alla descrizione del nocciolo di ALFRED del Capitolo 2, è possibile ora comprendere le logiche utilizzate nella modellizzazione ERANOS del sistema in esame. Nello specifico, e tenendo il parallelismo tra gli step di cella e di nocciolo presente in ERANOS, il modello può essere così descritto

3.3.1 IL MODELLO DELLE CELLE

Il primo passo è stata l'individuazione sulla mappa radiale di nocciolo di FIG. 6 e sulla definizione assiale di tutti gli elementi presenti, delle celle da modellare per descrivere ALFRED nella sua completezza. Ciò ha portato all'individuazione di 25 celle distinte, includendo 2 celle critiche, rappresentati le zone attive degli elementi di combustibile con i due diversi gradi di arricchimento, e 23 celle sotto-critiche, includendo le parti non attive della barretta di combustibile, la parte assorbente degli elementi di controllo, glie elementi schermanti e così via.

Per evitare uno sforzo modellistico eccessivo, inoltre, solo le celle il cui contributo alla reattività o alla definizione dei profili di potenza era atteso essere significativo sono state descritte nella loro versione eterogena, cioè cercando di rappresentare, compatibilmente con le capacità di ECCO, la geometria reale il più fedelmente possibile. A questo proposito quindi, tutti i costituenti della barretta di combustibile (e.g., combustibile, plenum), d'assorbitore e di riflettore sono stati descritti in modalità eterogena, mentre le restanti celle (e.g., l'inner vessel o il piede dell'elemento) direttamente con la loro versione omogenea, cioè un materiale unico creato pesando i componenti con le relative frazioni volumetriche.

Si nota come, in virtù delle limitazioni geometriche insite in ECCO, nel creare le geometrie eterogenee si è talvolta dovuta approssimare la reale geometria con stratagemmi volti a preservare, per quanto possibile sia

la massa, che le distanze fra i vari componenti, così da impattare il meno possibile la distribuzione di flusso e quindi il relativo calcolo delle costanti di cella.

Per quanto riguarda la descrizione delle condizioni operative, ed in particolare delle temperature, esse sono state calcolate scalando opportunamente i valori utilizzati nel nocciolo di equilibrio allo stage 3, in relazione alla minore potenza dello stage 1, quello di interesse per la prima carica. Le temperature salienti sono riportate in TAB. 5, per i principali materiali del nocciolo.

TAB. 5: Adeguamento temperature di ogni materiale rilevante, presente nel nocciolo.

	Temperatura [°C]	Zona reattore
$T_{sottocritiche,in}$	390	Inlet
T_{comb}	840	Attiva
T_{pb}	410	Attiva
T_{clad}	420	Attiva
$T_{sottocritiche,out}$	430	Outlet

I componenti del nocciolo possono essere divisi considerando la loro collocazione assiale, quelli nella parte antecedente all'altezza attiva, l'inlet, quelli centrali appartenenti all'altezza attiva stessa, e la parte superiore dell'elemento, l'outlet. Ogni materiale inerente all'inlet avrà temperatura pari a quella d'ingresso del refrigerante, mentre ciascun materiale appartenente all'outlet avrà la temperatura di uscita dall'elemento di nocciolo del liquido di raffreddamento. La temperatura assunta per il Piombo rappresenta la media delle due, al contrario quella del clad deve essere necessariamente maggiore di quella del refrigerante per ragioni di scambio termico.

Infine si segnala come la libreria di sezioni d'urto utilizzata sia basata sulla ENDF/B-VIII.0 [8], l'ultima release delle librerie americane così da effettuare i calcoli con dati in linea con lo stato dell'arte.

3.3.2 IL MODELLO DI NOCCIOLO

La pianta di nocciolo di FIG. 6 è stata modellata cercando di preservare il più possibile la geometria del sistema, arrivando al modello riportato in FIG. 26, in cui i colori dei vari elementi sono stati preservati rispetto a, per una maggiore leggibilità.

Si segnala, in particolare, l'approssimazione usata per modellare l'inner vessel ed il barrel. Data la necessità di descrivere il modello su una griglia esagonale, preservare esattamente la forma del barrel e la circolarità dell'inner vessel era impossibile; essi sono stati pertanto fusi in unico materiale omogeneo e disposti in maniera simil-circolare attorno agli elementi schermanti. Questo risulta accettabile dato il piccolo impatto sulla criticità e sulla distribuzione di potenza dei componenti in questione (non sarebbe accettabile in calcoli di schermaggio invece).

Passando velocemente in rassegna i modelli dei singoli elementi, tipo per tipo troviamo:

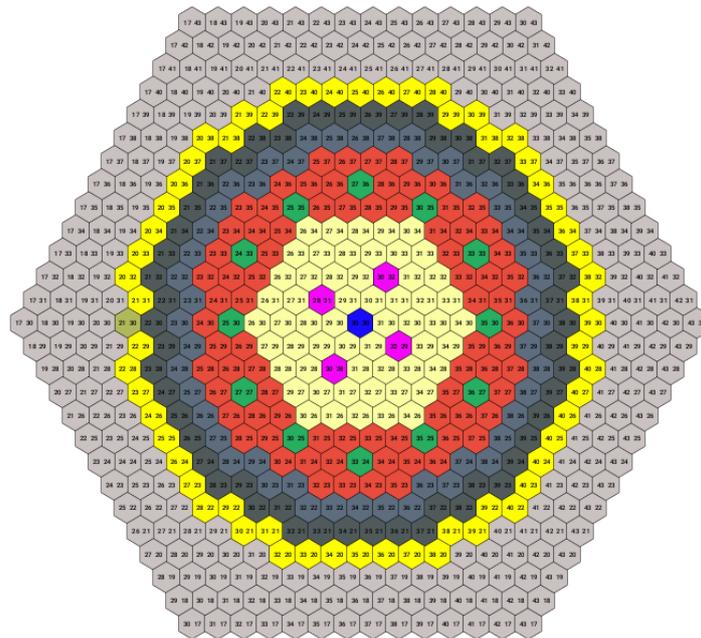


FIG. 26: Modello del nocciolo di equilibrio del reattore ALFRED.

Elemento di combustibile

Il modello assiale dell'elemento di combustibile, con l'esplicita visualizzazione delle celle usate per la sua descrizione è riportata in FIG. 27. Come detto in precedenza, tutti gli i componenti della pin sono stati modellati in eterogeneo (celle comprese tra il bottom plug=BPLG ed il top plug=TPLG), mentre le restanti direttamente in omogeneo.

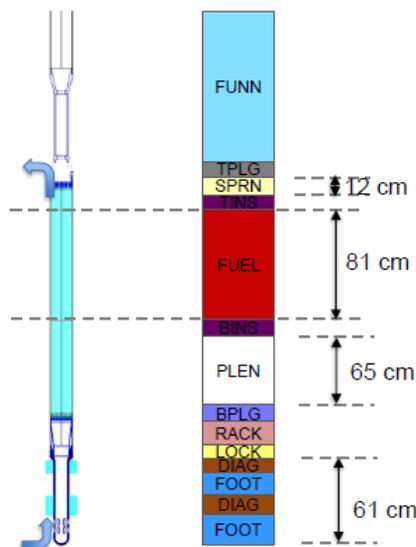


FIG. 27: Modellazione assiale dell'elemento di combustibile.

Elemento di controllo

Per quanto riguarda gli elementi di controllo, il modello assiale è riportato in FIG. 28 dove le varie posizioni assunte durante il ciclo sono riportate in esplicito in relazione alla zona attiva (parallelamente a quanto fatto in FIG. 11 nel Capitolo 2). Come per il combustibile, gli elementi della pin d'assorbitore ed in particolare le due zone con carburo di boro diversamente arricchito sono state modellate con celle eterogenee, mentre il resto in omogeneo. Un simile approccio è stato seguito per gli elementi di sicurezza.

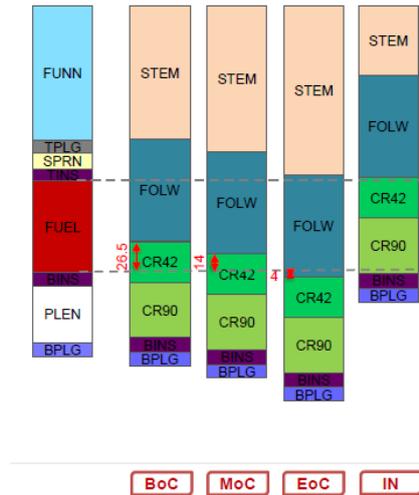


FIG. 28: Raffronto tra la schematizzazione computazionale dell'elemento di combustibile e quello di controllo.

Elemento dummy

In FIG. 29 è riportato il confronto tra l'elemento di combustibile utilizzato nella simulazione, e il modo in cui è stato modellato l'elemento dummy, nelle sue due accezioni di riflettore e schermo. Da notare come la struttura assiale dei due elementi sia pressoché identica, l'unica differenza consta nella parte centrale, dove nell'elemento di combustibile si trova l'altezza attiva (FUEL), mentre nel dummy si trova la parte riflettente (DUMM) o schermante (SHLD).

Si nota infine, come la prima categoria sia stata anche usata per simulare l'elemento di prova in mancanza di indicazioni specifiche sulla sua composizione in questa analisi preliminare.

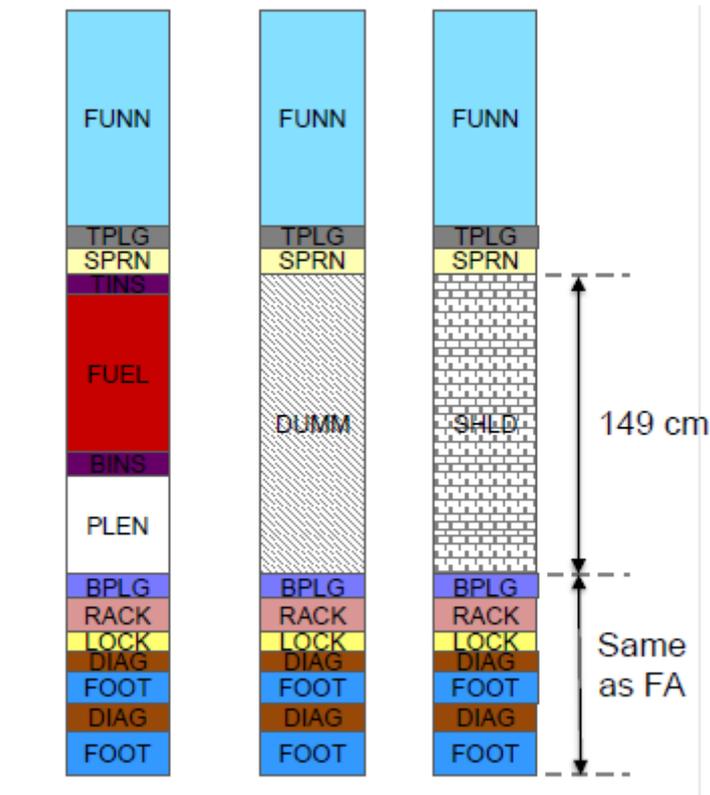


FIG. 29: Confronto tra modello dell'elemento di combustibile e dell'elemento dummy.

3.3.3 IL MODELLO EVOLUTIVO

Per poter seguire la variazione della reattività e della potenza all'inizio ed alla fine del primo ciclo si è dovuto ricorrere al modulo EVOLUTION descritto nella Sezione 3.2.3.

Con l'obiettivo di sfruttarne appieno le capacità, si è strutturato il loop temporale necessario integrandolo con la movimentazione degli elementi di controllo così da riprodurre la loro estrazione durante il ciclo come mostrato in FIG. 28. Si è pertanto giunti allo schema di calcolo mostrato in FIG. 30, dove vengono svolti i calcoli di variazione dei tassi di concentrazione dei vari nuclidi a partire da quelle iniziali, assegnati sottoforma di Σ_0 ; per il calcolo di flusso sarà inoltre necessario fornire la geometria iniziale, ovvero quella a BOC, definendo la disposizione assiale degli elementi di controllo.

Il primo calcolo viene quindi effettuato dal modulo TGV, i cui risultati vengono utilizzati nel calcolo di evoluzione temporale. Tra i due calcoli, delle costanti di nocciolo e di evoluzione, si realizza un post processamento dei dati ottenuti, al fine di avere un riscontro con quelli degli altri istanti temporali. Vengono infatti stampati i risultati successivamente ad ogni iterazione del modulo TGV, per poter valutare l'effetto apportato dallo spostamento degli elementi di controllo. A seguito della prima esecuzione di entrambi i moduli, si ha un aggiornamento delle sezioni d'urto macroscopiche rappresentanti i nuclidi interni al nocciolo, con un contemporaneo adeguamento della posizione degli elementi di controllo, dopodiché si realizza un'altra simulazione di nocciolo e ne vengono elaborati i risultati. Durante gli step evolutivi si assume che gli elementi di controllo siano assialmente a Middle of Cycle (MOC) cioè la posizione che gli consente di

compensare metà del Δk_{swing} , risultando quindi rappresentativa della posizione “media” all’interno del ciclo.

Al processamento della seconda esecuzione del modulo TGV, segue nuovamente il modulo EVO, ripetendo il processo finché non si giungerà all’istante finale, in cui la posizione degli elementi di controllo corrisponderà a quella di EOC. Con il post processamento della distribuzione di potenza a fine ciclo, il calcolo si conclude.

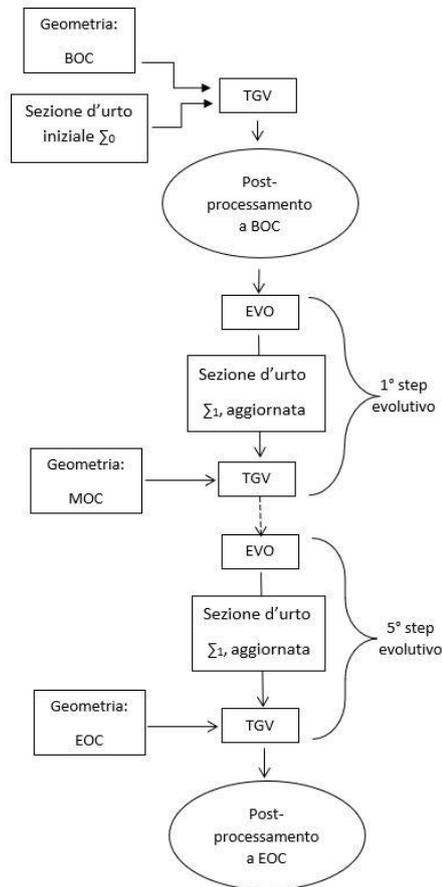


FIG. 30: Sviluppo del loop temporale internamente ad ERANOS per le simulazioni della prima carica di ALFRED.

CAPITOLO 4 – LA CONFIGURAZIONE DELLA PRIMA CARICA

4.1 STRATEGIA DI COMPENSAZIONE DELLA REATTIVITA' INIZIALE

È stata precedentemente discussa la problematica della compensazione di reattività e di come venga risolta, durante un ciclo, tramite movimentazione degli elementi di controllo. Non si è discusso, però, il secondo aspetto della problematica legata alla reattività. Si è infatti solo presentato il problema della riserva che occorre compensare esclusivamente ad inizio ciclo, dovuta alla freschezza degli elementi appena inseriti, e chiamata Δk_{fresh} , riferendo semplicemente della possibilità di equilibrarla in svariati modi. L'obiettivo della tesi è realizzare pertanto una strategia di ottimizzazione per compensare questa reattività nel reattore ALFRED, trovando la configurazione ideale che preservi la simmetria interna al nocciolo e sia il più possibile compatibile con l'approccio a stage di potenza e la sua missione di dimostratore.

Passando, quindi, ora ad un approfondimento del bilanciamento della reattività iniziale, esistono svariate modalità con le quali la si può controbilanciare:

- 1) Inserzione di una quantità maggiore di assorbitore in termini di:
 - a. aumento del numero degli elementi di controllo
 - b. maggiore inserimento degli stessi
- 2) Utilizzo di veleni bruciabili e non, cioè materiali che riducono la reattività in conseguenza alla loro grande sezione d'urto d'assorbimento
- 3) Arricchimento differente, dal ciclo di equilibrio, degli elementi di combustibile
- 4) Estrazione di alcuni elementi di combustibile e sostituzione con elementi riflettenti

Solitamente (intendendo nei reattori termici oggi in funzione), viene utilizzata una combinazione delle prime tre tecniche in quanto già ampiamente collaudate, ed a favore di sicurezza, nonostante provochino uno spreco tecnologico ed energetico. Nel primo caso ad esempio, gli elementi di controllo andrebbero sovradimensionati per essere idonei a neutralizzare l'eccesso di reattività che verrebbe a generarsi, provocando un inadeguato sotto-sfruttamento di questi ultimi durante i cicli successivi al primo (ed in particolare all'equilibrio), nei quali è necessario compensare solo il Δk_{swing} . Per evitare queste problematiche, tale soluzione è stata scartata per ALFRED.

Il secondo caso, allo stesso modo, determinerà una spesa aggiuntiva poiché i veleni neutronici sono sostanze assorbenti molto costose. Un vantaggio dell'utilizzo dei veleni, in sostituzione all'aggiunta di assorbimento, consiste nella possibilità di distribuirli più uniformemente, causando una minore alterazione della simmetria della distribuzione di potenza, requisito la cui ottemperanza è di fondamentale importanza. Per dare una classificazione di queste sostanze, si porta all'attenzione come alcune di esse scompaiano col progredire del tempo, e sono perciò dette veleni bruciabili. Altre invece, i veleni non bruciabili, mantengono la loro concentrazione inalterata durante il funzionamento poiché non sono stazionari dentro il nocciolo ma, per

esempio, disciolti nel refrigerante (e.g., boro disciolto in acqua nei reattori termici). Data la natura di dimostratore di ALFRED si è preferito abbandonare questa soluzione che, oltre che incrementare i costi, non è particolarmente utilizzata nei reattori veloci e necessiterebbe quindi di ulteriore qualifica, complicando ulteriormente il licensing del reattore (si veda il Capitolo 2 in merito).

Il terzo metodo è quello più usato nei reattori odierni dato il vantaggio economico nell'arricchire meno il combustibile e la flessibilità che concede dal punto di vista dell'uniformità del profilo di potenza, potendo scegliere i valori e le zone di arricchimento. Nel caso di ALFRED però, richiederebbe l'allontanamento dalle condizioni di progetto unicamente per il primo ciclo del combustibile, comportando così una complicazione ulteriore nel dover gestire l'evoluzione degli stage e degli arricchimenti in nocciolo in contemporanea; per questo motivo è stata accantonata.

Pertanto, il procedimento che si è deciso di utilizzare è il quarto. Ciò è possibile grazie all'approccio a stage di potenza di ALFRED, che consente di estrarre elementi di combustibile senza sovraccaricare quelli circostanti: in condizioni nominali, infatti, l'estrazione di un elemento potrebbe portare i suoi limitrofi in zone critiche del range termico, dovendo produrre la stessa quantità di potenza ma con un minor numero di elementi presenti. Andando a ridurre di 2/3 la potenza nominale nello stage 1, portandola ad 1/3 di quella che si avrà a regime, consente però di avere un certo margine per gravare gli elementi restanti di un ulteriore carico termico senza impattare la sicurezza.

Come accennato in precedenza, nella realizzazione di questa operazione, vanno rispettati vari requisiti tecnici come:

- il mantenimento, il più possibile, della simmetria della configurazione di nocciolo per evitare picchi locali, come discusso nel Capitolo 2, che sono penalizzanti durante la progettazione del sistema;
- Ridurre l'impatto dell'estrazione di elementi di combustibile sull'efficacia dei sistemi di controllo e sicurezza nell'arrestare la reazione a catena;
- Compensare il più precisamente possibile il Δk_{fresh} .

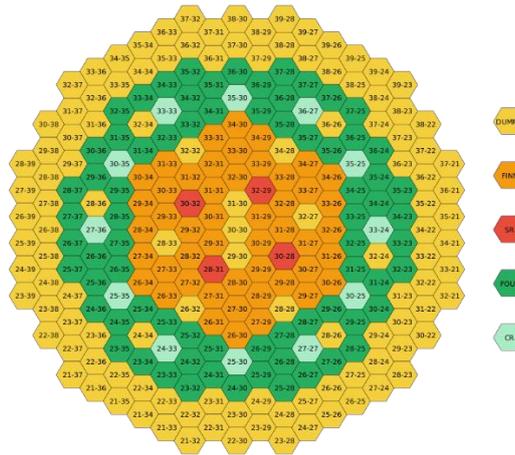


FIG. 31: Configurazione finale del nocciolo relativo alla prima carica di ALFRED. FINN/FOUT sono gli elementi di combustibile in zona interna/esterna, CR gli elementi di controllo, SR gli elementi di sicurezza e DUMMY gli elementi riflettenti.

La disposizione raggiunta è quindi frutto di numerose considerazioni progettuali preliminari di carattere fisico-tecnologico, che nascono dalla necessità di non distorcere il profilo di potenza, mantenendo i componenti entro i loro valori limite senza alterare la simmetria del nocciolo e, contemporaneamente, controbilanciare la reattività del ciclo iniziale, portando a criticità il reattore.

In FIG. 31, è quindi riportata la configurazione finale (ottimizzata) alla quale si è giunti dopo svariate iterazioni. Può essere messa in risalto la presenza di elementi dummy (riflettenti), nelle zone destinate al combustibile: sono questi gli elementi selezionati per attuare la strategia di compensazione descritta in precedenza.

Nella configurazione finale dello stage 1, vengono per cui tolti 8 elementi appartenenti alla zona interna e 6 a quella esterna. Essi vengono sostituiti con elementi dummy e, man mano che il Δk_{fresh} diverrà prossimo a zero, cioè quando il ciclo di combustibile si avvicinerà sempre più a quello di equilibrio, verranno gradualmente reinserti poiché a quel punto il reattore avrà un'età media costante, come spiegato in Tabella 4.

Come si vedrà praticamente nel seguito, per valutare in modo ingegneristico gli scostamenti della distribuzione di potenza dal valore medio, vengono utilizzati dei fattori detti fattori di distribuzione. Tali fattori sono, infatti, espressi mediante il rapporto tra la grandezza fisica nel punto preso in considerazione, ed il valore medio della stessa nel dominio esaminato:

- **Fuel Assembly Distribution Factor (FADF):**

Fattore caratterizzante la disomogeneità radiale tra i vari elementi, funzione quindi della posizione sulla mappa di nocciolo

$$FADF(r) \stackrel{\text{def}}{=} \frac{P(i,j)}{P_{media,r}} \text{ con } P_{media,r} \stackrel{\text{def}}{=} \frac{\sum_{i,j}^N P_{i,j}}{N_{FA}}$$

Avendo indicato con N_{FA} il numero di elementi di combustibile (Fuel Assembly), con i, j le coordinate impiegate per determinare la posizione dell'elemento come mostrato in FIG. 31 e con $P(i, j)$ la potenza del relativo elemento.

- **Fuel AXial distribution factor (FAX):**

Fattore dipendente dal punto della quota verticale considerato, rappresentante dunque la disomogeneità assiale

$$FAX(z) \stackrel{\text{def}}{=} \frac{P(z)}{P_{media,z}} \text{ con } P_{media,z} \stackrel{\text{def}}{=} \frac{\int_{z_{in}}^{z_f} P(z) dz}{\int_{z_{in}}^{z_f} dz}$$

Avendo indicato con z l'asse verticale, rispetto al quale si valutano assialmente gli elementi, z_f e z_{in} le quote di inizio e fine dell'altezza attiva e con $P(z)$ la potenza lineare lungo z .

- **Fuel Pin Distribution Factor (FPDF):**

Fattore che tiene conto della disuniformità interna all'elemento, rappresentante la discrepanza tra la potenza media generata nell'elemento, e la potenza di ciascuna pin

$$FPDF(pin) \stackrel{\text{def}}{=} \frac{\text{Potenza pin } i\text{-esima}}{P_{media,p}} \text{ con } P_{media,p} \stackrel{\text{def}}{=} \frac{P(i,j)}{N_{pin}}$$

Avendo indicato con N_{pin} il numero di barrette per elemento.

Da sottolineare, come i fattori di elemento di combustibile, e di pin, abbiano una valenza radiale, con però un grado differente di dettaglio, mentre quello assiale ci dà l'idea della coordinata mancante per formare uno spazio tridimensionale: la quota verticale.

4.2 EVOLUZIONE DELLA REATTIVITA'

Come spiegato nella Sezione 3.3.3, nelle simulazioni realizzate con ERANOS è stato considerato il fenomeno fisico del consumo di materiale fissile, che col progredire delle reazioni di fissione scompare e riduce la capacità di contribuire alla reattività da parte del combustibile. Questo effetto di natura prettamente fisica, causa una redistribuzione della potenza, e dei suoi relativi fattori di distribuzione, durante un ciclo di irraggiamento. Il parametro che misura l'evoluzione del combustibile è detto bruciamento, burn-up (BU) dall'inglese, ed è definito a partire dal rapporto tra l'energia estratta dal combustibile e la massa stessa dei metalli pesanti appartenenti al combustibile inizialmente caricata nel nocciolo:

$$BU \stackrel{\text{def}}{=} \frac{\text{Energia estratta [MWgiorni]}}{\text{Massa metalli pesanti (Heavy Metal) [kg}_{HM}]}$$

Questa grandezza rende quindi l'idea dell'usura del combustibile.

C'è da notare come nel passaggio dallo stage 3 all'1, il bruciamento non subisca una modifica proporzionale alla diminuzione di potenza, ma maggiore: essendo definito dal precedente rapporto, se l'energia disponibile cala di un certo valore, il bruciamento subirebbe lo stesso cambiamento solo se la massa restasse invariata, ma non è questo il caso in cui ci si viene a trovare dal momento che vengono estratti degli elementi di

combustibile. La massa disponibile sarà minore del precedente valore, di conseguenza, per mantenere un eguale valore di bruciamento, bisognerà ridurre l'energia disponibile. Essendo la potenza fissata, questa variazione è attuabile solamente correggendo la durata del ciclo combustibile. Questo è quanto è stato fatto, modificando la finestra temporale proporzionalmente al nuovo valore di potenza dello stage 1, ma riducendo ulteriormente il ciclo di un fattore proporzionale al numero di elementi tolti.

Per la precisione, un ciclo nello stage 3 dovrebbe durare 1 anno, dunque, il corrispettivo nello stage 1 per ragionare a pari bruciamento sarebbe quindi uguale a 3 anni (1095 giorni) ma, dopo la riesamina descritta, viene portato a 780 giorni. Ciò, consente di mantenere invariato il Δk_{swing} e di conseguenza la quantità e logiche di movimentazione degli elementi di controllo.

$$BU_3 = \frac{300 [MW] \times 365 [giorni]}{m_{HM,3}[Kg]} = BU_1 = \frac{100 [MW] \times x [giorni]}{m_{HM,1}[Kg]} \text{ con } x [giorni]=1095 \Rightarrow 780$$

Oltre all'evoluzione del combustibile è stata quindi anche considerato l'effetto di distorsione della potenza dato dalla movimentazione degli elementi di controllo durante l'arco temporale come descritto nella Sezione 3.3.3.

I risultati ottenuti in termini di reattività sono mostrati in FIG. 32, dove si può apprezzare come la reattività ad inizio e fine ciclo sia molto prossima a zero quando gli elementi di controllo sono posizionati rispettivamente a BOC ed EOC (si veda la FIG. 28), andando a compensare egregiamente il Δk_{fresh} . Gli scostamenti dal valore nullo in FIG. 32 sono quindi solo dovuti all'approssimazione di aver usato un numero finito di movimenti degli elementi di controllo (le 3 posizioni BOC, MOC ed EOC), così da rendere gestibile dal punto di vista computazionale il calcolo stesso.

Infine si nota come le variazioni verticali di reattività mostrate in FIG. 32 non siano altro che dovute alla movimentazione degli elementi di controllo in quell'istante di tempo.

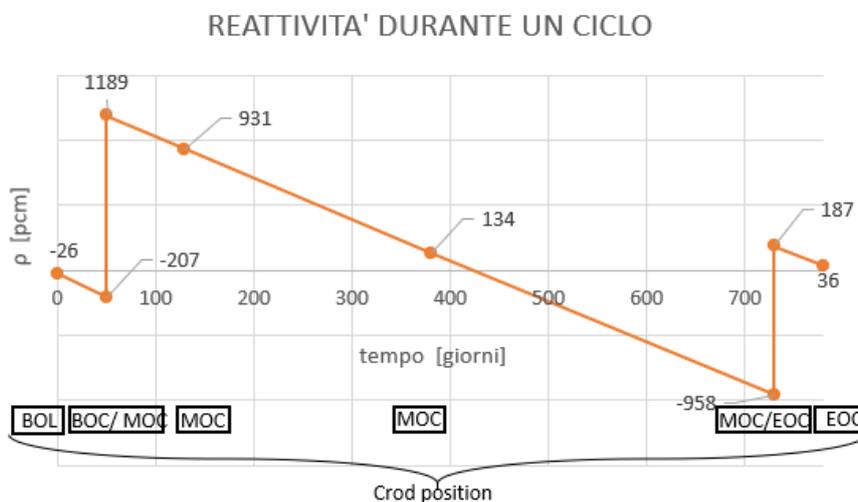


FIG. 32: Evoluzione del profilo di reattività durante il primo ciclo di ALFRED.

4.3 DISTRIBUZIONI DI POTENZA OTTENUTE

Dopo aver svolto tutte le simulazioni del caso, si è in possesso delle informazioni necessarie ad un'analisi dei risultati ottenuti. L'obiettivo, come detto, è avere una distribuzione di potenza più piatta possibile e quindi con i fattori di distribuzione il più possibile prossimi all'unità o comunque una distribuzione in cui non esiste singolo picco limitato ma la potenza è spalmata tra gli elementi delle varie zone. Questo deve essere verificato sia per ciò che concerne la potenza del combustibile, che per la guaina, così da garantire che i vincoli termici descritti nella Sezione 2.3, in particolare per la corrosione, vengano rispettati.

Per ragioni di comodità sono stati selezionati, per il calcolo dettagliato dei valori di fattori di potenza, semplicemente due elementi di combustibile appartenenti al nocciolo, rappresentativi degli elementi più delicati dal punto di vista termo-neutronico, uno situato nella zona interna del combustibile, e l'altro nell'esterna: per la precisione l'elemento esterno è il (35,27), e quello interno il (30,31), con riferimento all'orientamento adottato in ALFRED, e alla numerazione riportata in FIG. 31.

4.3.1 POTENZA A LIVELLO DELL'ELEMENTO

Per quanto riguarda la distribuzione radiale di potenza (in pianta), esiste anche la possibilità di visualizzarla grazie strumenti grafici sviluppati in ENEA (VisualCore), in grado di processare i file in uscita dalla suite di calcolo ERANOS e di mostrare l'andamento della potenza internamente al nocciolo in una sua sezione bidimensionale; questo approccio, risulta particolarmente adatto per osservare i FADF. I fattori radiali risultanti dalle simulazioni vengono quindi riportati in FIG. 33 sia ad inizio (BOC) che fine (EOC) ciclo, dove si può notare l'ottimo appiattimento raggiunto della distribuzione, e lo spostamento degli elementi più caldi dalla zona interna a quella esterna a causa del bruciamento e della movimentazione degli elementi di controllo.

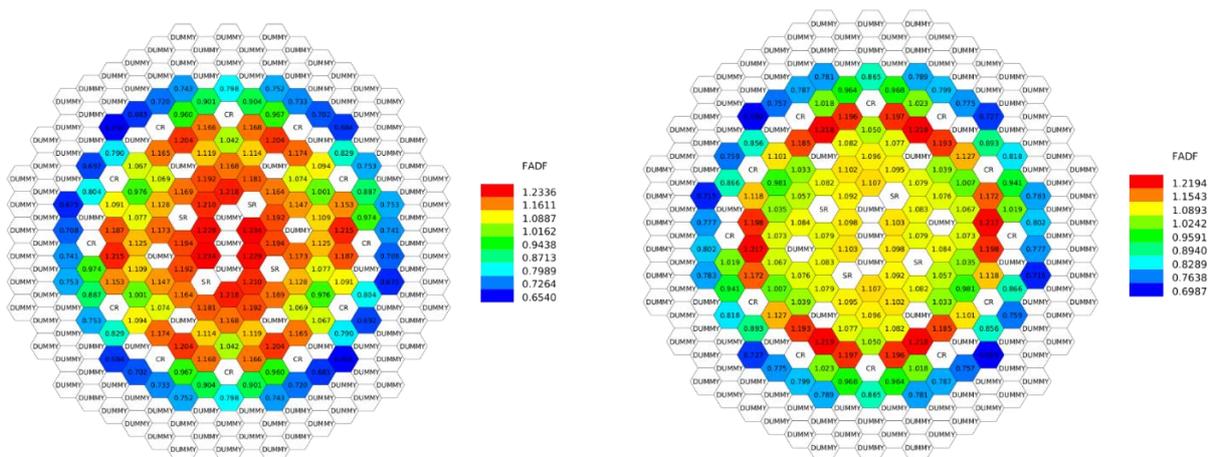


FIG. 33: Distribuzione di potenza ottenute al termine della simulazione internamente al nocciolo, all'inizio della vita reattore (BOC), ed alla sua conclusione del primo ciclo (EOC), rispettivamente.

4.3.2 POTENZA A LIVELLO DELLA PIN

Per quanto riguarda invece il FPDF, cioè la distribuzione di potenza internamente ai due elementi considerati, essa è stata ottenuta attraverso un procedimento più elaborato [9], nel dettaglio:

- il flusso nodale calcolato da TGV è stato ricostruito su una griglia di nodi dislocati radialmente e lungo l'asse dell'elemento, così da avere l'informazione della disomogeneità causata dalla posizione dell'elemento nella pianta di nocciolo;
- Per recuperare l'informazione sulla disomogeneità materiale interna alla cella, persa nello step di nocciolo (si veda la Sezione 3.2), si è estratta la distribuzione di flusso da ECCO;
- Attraverso un software sviluppato da ENEA i profili di flusso dei passaggi precedenti sono stati opportunamente accoppiati per giungere alla distribuzione finale pin per pin.

Come nel caso del nocciolo, un programma grafico, chiamato VisualPin, è stato utilizzato per visualizzare la distribuzione e calcolare il FPDF. I risultati sono mostrati in FIG. 34 e FIG. 35, rispettivamente per l'elemento in zona interna ed esterna. Si nota come, nell'elemento in zona interna, situato centralmente nella mappa di nocciolo, la distribuzione sia particolarmente uniforme, grazie ai bassi gradienti nella zona vicino all'asse di simmetria del sistema. Per l'elemento in zona esterna, invece, il gradiente è molto più pronunciato, con il massimo rivolto verso la parte centrale del nocciolo; la differenza tra BOC ed EOC è soprattutto dovuta al movimento degli elementi di controllo, situati in prossima dell'elemento considerato (si veda FIG. 31).

Elemento (30,31)

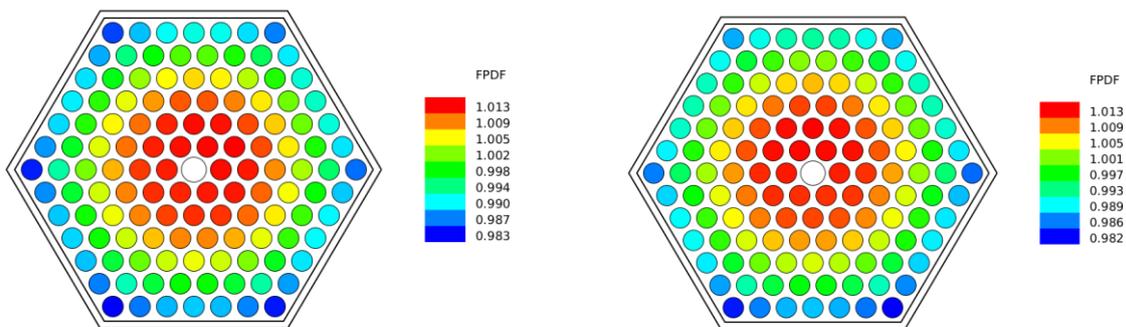


FIG. 34: Distribuzioni di potenza relative all'elemento in zona interna (30,31) a BOC (sinistra) ed EOC (destra).

Elemento (35,27)

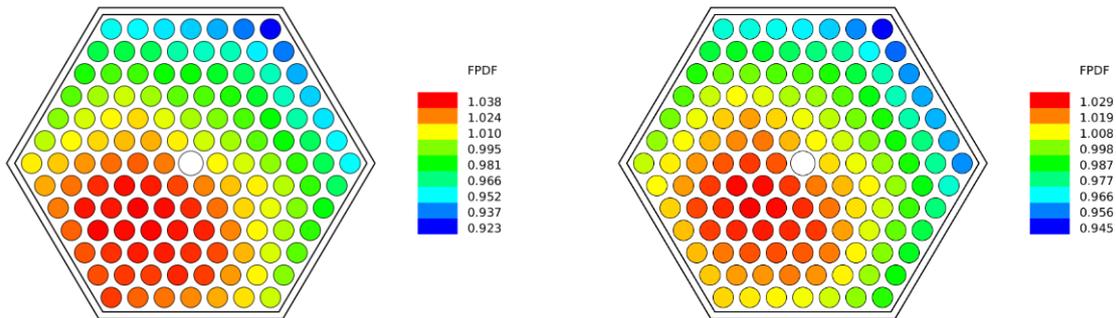


FIG. 35: Distribuzioni di potenza relative all'elemento in zona esterna (35,27) a BOC (sinistra) ed EOC (destra).

4.3.3 POTENZA ASSIALE

Per quanto riguarda la potenza assiale, essa è riportata in FIG. 36 dove l'altezza complessiva è pari all'altezza attiva. Da notare come nel profilo dei fattori assiali, c'è la presenza di un accenno di cambio di concavità in prossimità delle estremità della zona attiva. Questo effetto fisico è dovuto, da un lato, alla riflessione del Piombo circondante la parte attiva (nelle caratteristiche del Piombo che apportano un vantaggio era stata infatti elencata la capacità di riflessione neutronica), mentre dall'altro dall'effetto "termalizzante" delle zone sotto-critiche adiacenti il combustibile ed il conseguente aumento della sezione d'urto di fissione (e del relativo tasso). Si nota inoltre la non perfetta simmetria del profilo, spostato più verso la parte alta della zona attiva, causata dalla diversa composizione dei materiali situati sopra e sotto la stessa. Sopra si trova infatti, principalmente, il Piombo in uscita dall'elemento sotto invece si trova il plenum, una zona con ampia frazione volumetrica di gas (assimilabile al vuoto) che favorisce le fughe.

Un'altra considerazione importante da effettuare è quella concernente le variazioni dei due fattori di distribuzione assiale, interno ed esterno, nell'arco di un ciclo, poiché i massimi delle due curve iniziali si spostano ad una quota inferiore, diminuendo oltretutto il loro valore assoluto. Ciò è determinato in parte dal bruciamento del combustibile, ma principalmente, e specie per l'elemento in zona esterna, dalla presenza degli elementi di controllo e dal loro movimento (similmente a quanto riscontrato per i FPDF); si nota infatti lo spostamento verso il basso della distribuzione assiale tra BOC ed EOC coincidente con l'estrazione degli elementi di controllo (inseriti dal basso appunto come visibile in FIG. 28).

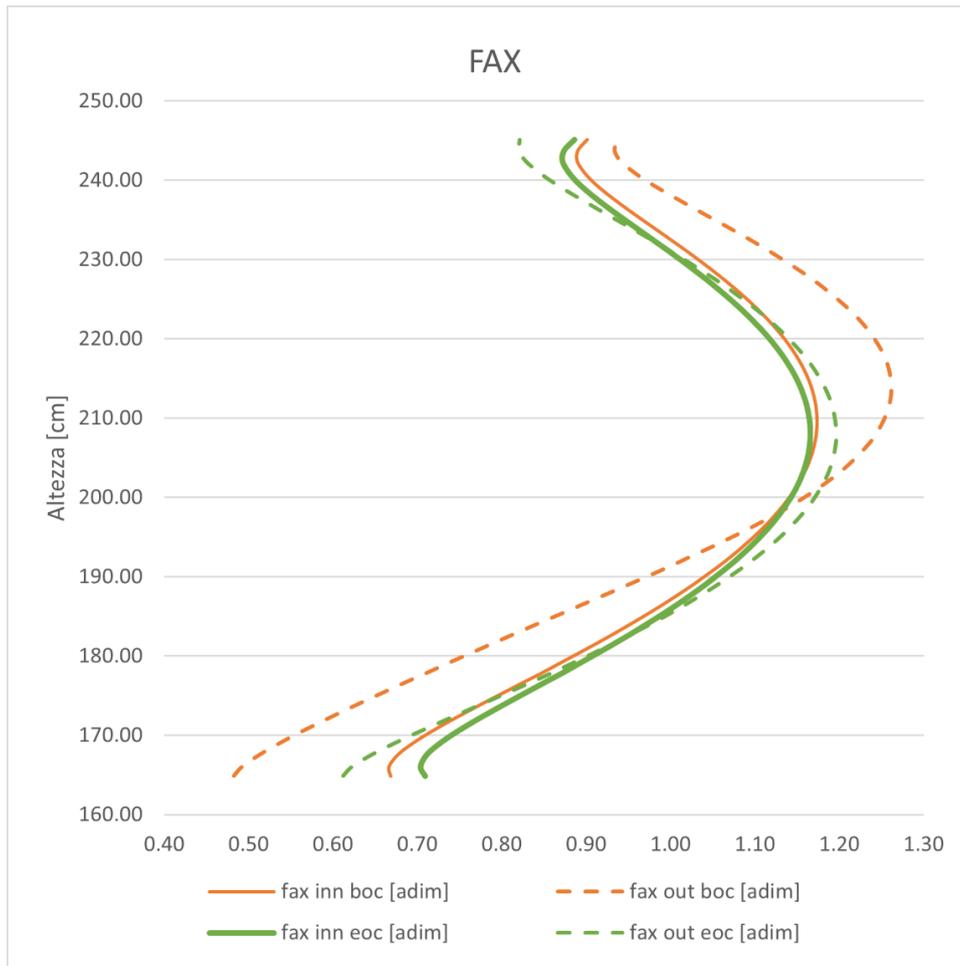


FIG. 36: Rappresentazione dei valori di FAX(z) interni ed esterni, negli istanti iniziali e finali del ciclo.

4.3.4 RIASSUNTO

Riassumendo, i valori della distribuzione di potenza ottenuti sono riportati in TAB. 6, dove si può vedere l'ottimo appiattimento raggiunto. Permane un leggero picco in zona esterna ad inizio ciclo, ma ciò è dovuto a logiche di ottimizzazione della distribuzione di temperatura, come descritto nella Sezione seguente.

TAB. 6: Fattori di distribuzione della potenza ottenuti a BOC ed EOC per la prima carica di ALFRED.

Fattori di distribuzione	INN		OUT	
	BOC	EOC	BOC	EOC
FADF	1.234	1.107	1.215	1.219
FPDF	1.017	1.015	1.038	1.029
FAX	1.173	1.158	1.262	1.196
TOTAL	1.472	1.301	1.588	1.500

4.4 DISTRIBUZIONI DI TEMPERATURA OTTENUTE

L'utilità dell'impiego dei fattori presentati in Sezione 4.3, risiede nella stima delle temperature massime sviluppatesi entro il nocciolo e nell'individuazione, così semplificata, della pin più critica di tutto il reattore. In questo modo, infatti, basterà conoscere gli andamenti di temperatura della pin media, per trarre informazioni immediate anche sulla pin più sollecitata. Il rispetto dei vincoli in questa zona ben precisa del reattore, si concretizzerà automaticamente nell'osservanza dei vincoli in tutto il nocciolo. Rivestono quindi

un ruolo fondamentale in qualità di indicatori delle disomogeneità, consentendo di realizzare valutazioni di massima, nell'ottica di un continuo monitoraggio delle condizioni operative del reattore.

Nello specifico, dati gli ampi margini sulle temperature del combustibile dati dall'approccio a stage, la potenza nello stage 1 è infatti 1/3 della nominale con conseguente riduzione del salto di temperatura nella pellet di combustibile stessa, ci si è concentrati sull'appiattimento della temperatura di guaina per rispettare il vincolo sul punto caldo dato dalla strategia di corrosione adottata (controllo della concentrazione di Ossigeno).

Si è partiti, in prima battuta, da considerazioni analitiche. Le formule utilizzate nel calcolo matematico di questi fattori, sono state ricavate partendo dalle grandezze caratterizzanti il funzionamento nominale, note a priori, e dai dati forniti dal simulatore in uscita che, come detto in precedenza, sono costituiti dalla potenza assiale sui due elementi predeterminati, dalla potenza radiale nel nocciolo, e dal profilo accurato di potenza nei nodi interni all'elemento. Partendo da queste informazioni, si possono ricavare i salti di temperatura nel canale caldo nel seguente modo:

$$\begin{cases} \Delta Q_{refr-clad} = \frac{P_{media}}{A} \cdot FPDF \cdot FAX(z_f) \cdot FADF \cdot f_{unc,1} \\ \Delta T_{max,refr} = \Delta T_{medio} \cdot FPDF \cdot FADF \cdot f_{unc,2} \end{cases} \mapsto$$

$$\mapsto \begin{cases} T_{out,clad} = T_{in,refr} + \Delta T_{max,refr} + \frac{\Delta Q_{refr-clad}}{\alpha} \\ T_{out,refr} = T_{in,refr} + \Delta T_{max,refr} \end{cases}$$

Dove A rappresenta l'area di scambio tra guaina e refrigerante, α rappresenta il coefficiente di scambio termico, indicativo del calore scambiato per convezione e conduzione, e $f_{unc,1}, f_{unc,2}$ le incertezze di calcolo, rappresentate dall'errore intrinseco nella computazione, nelle operazioni dell'impianto e nella fabbricazione dei componenti. La loro inclusione è necessaria per soddisfare le logiche di progettazione, e quindi di sicurezza, descritte nella Sezione 2.3.

Le incertezze vengono determinate con un intervallo di confidenza pari a 3σ . Si tratta di una legge matematica che stabilisce che in una distribuzione Gaussiana, assunta in questo caso per le incertezze, esiste il 99.73% di probabilità che il valore reale si trovi entro tre volte la deviazione standard rispetto al valore medio. Esiste quindi una probabilità dello 0.27% che il valore reale nel punto caldo superi l'intervallo di confidenza scelto; in realtà, essendo nel nostro caso interessati solo ad incertezze che portano a sfiorare il valore massimo (più che a ridurlo), la reale probabilità di eccedere il limite (nel punto caldo) considera solo una coda della Gaussiana e quindi risulta circa lo 0.13%. Come per i fattori di distribuzione le incertezze sono normalizzate e quindi espresse nella forma $1 + 3\sigma$, per ALFRED quindi si è preso il valore di 1.40 per $f_{unc,1}$ e di 1.27 per $f_{unc,2}$.

Va notato inoltre che, volendo considerare la massima temperatura della guaina, si è preso il valore di FAX all'uscita dall'elemento (z_f), dove si realizza il maggior salto termico. I valori sono riportati in TAB. 7.

TAB. 7: Fattori di distribuzione della potenza ottenuti a BOC ed EOC per la prima carica di ALFRED.

Fattori di distribuzione	INN		OUT	
	BOC	EOC	BOC	EOC
FAX (z_f)	0.901	0.886	0.936	0.821

Le temperature ottenute per i punti caldi della guaina, inclusiva delle incertezze a 3σ , sono riportate in TAB. 8, dove l'ottimo appiattimento può essere apprezzato sia in termini di zone di arricchimento che in relazione agli istanti di inizio e fine ciclo.

TAB. 8: Temperature di punto caldo della guaina per il primo ciclo di ALFRED calcolate analiticamente.

Temperatura [°C]	INN		OUT	
	BOC	EOC	BOC	EOC
$T_{out,clad}$	468.3	459.6	468.4	466.7

Per fare un passo ulteriore rispetto agli studi analitici mostrati finora, rilasciando alcune delle approssimazioni insite nel calcolo (e.g., canale caldo adiabatico), si è utilizzato il software di calcolo ANTEO+ [10] impiegato per la valutazione accurata delle temperature originate all'interno di un elemento. ANTEO+ è basato sul metodo dei sotto-canali, rappresentati il volume di refrigerante presente tra una pin e l'altra, che sono considerati i volumi di controllo sui quali vengono risolte le equazioni di conservazione della massa, momento ed energia. Il codice è inoltre dotato della possibilità di apportare modifiche alla geometria del fascio di barrette come, ad esempio, l'aggiunta di griglie, per tenere conto di tutti gli effetti concorrenti nel determinare la distribuzione di temperatura.

I risultati ottenuti utilizzando ANTEO+ per simulare gli elementi caldi di ALFRED a BOC ed EOC, sono riportati in FIG. 37 e FIG. 38, dove la distribuzione di temperatura del refrigerante è visibile. Si nota, come atteso, un andamento simile ai profili di potenza di FIG. 34 e FIG. 35, leggermente più diffusi a causa dei fenomeni di scambio termico tra i sotto-canali.

In TAB. 9, sono riportati i relativi valori di temperature di guaina, inclusivi di incertezza; si nota la similarità col calcolo analitico effettuato in precedenza (TAB. 8), incrementando quindi la confidenza nei valori ottenuti.

Elemento (30,31)

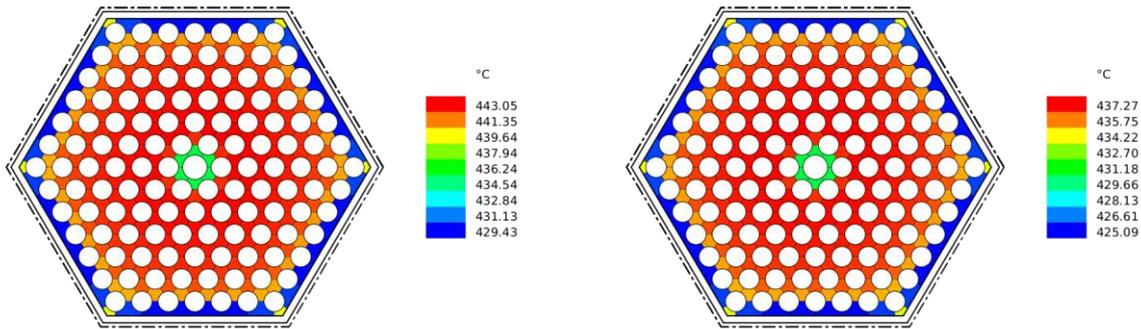


FIG. 37: Distribuzioni di temperatura del refrigerante nell'elemento (30,31) a BOC (sinistra) ed EOC (destra).

Elemento (35,27)

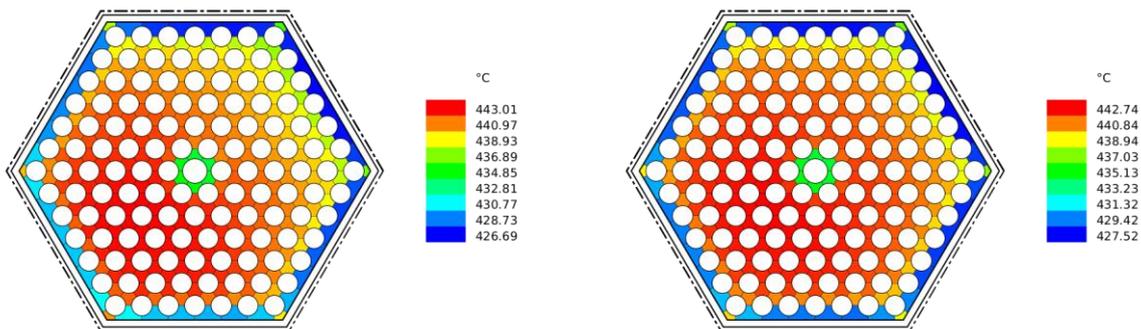


FIG. 38: Distribuzioni di temperatura del refrigerante nell'elemento (35,27) a BOC (sinistra) ed EOC (destra).

TAB. 9: Temperature di punto caldo della guaina per il primo ciclo di ALFRED ottenute da ANTEO+.

Temperatura [°C]	INN		OUT	
	BOC	EOC	BOC	EOC
$T_{out,clad}$	464.3	456.2	464.2	463.8

4.5 STRATEGIA DI ORIFIZIATURA

Come evidente dalle TAB. 8 e TAB. 9, i valori di temperatura di punto caldo della guaina sfiorano il limite di 450°C stabilito per lo stage 1 (TAB. 3). Per consentire il rispetto di tale vincolo, dato che risulta impossibile agire ulteriormente sull'appiattimento della potenza, già ampiamente ottimizzato in questo lavoro, si può ricorrere a strategia di orifiziatura (gagging in inglese).

L'orifiziatura è, in sostanza, un metodo per il controllo della portata: questa tecnica, consente di variare la portata circolante nei sotto-canali appartenenti ad un elemento di combustibile, entro i quali scorre il

Piombo, in modo tale da aumentare l'asportazione del calore dove si rende più necessaria. Nei calcoli precedenti, si era infatti implicitamente ipotizzato che in tutti gli elementi circolasse la stessa portata di Piombo.

Si ricorda infatti che, fissato il calore specifico del fluido, e la potenza termica da asportare, si ricava il salto termico del refrigerante (e di conseguenza della guaina). Facendo cadere, però, l'ipotesi di costanza della portata, si può imporre una maggiore portata dove la potenza termica da rimuovere è maggiore, con l'intento di appiattare il più possibile il salto termico e quindi le temperature di guaina.

Si sono quindi calcolati i fattori di gagging, definiti come

$$f_{gag} \stackrel{\text{def}}{=} \frac{\dot{m}_{FA}}{\dot{m}_{medio}}$$

necessari a soddisfare il vincolo di 450°C partendo dai dati in TAB. 9; il risultato è riportato in TAB. 10.

La controindicazione dell'orifiziatura, purtroppo, risulta essere un aumento delle perdite di carico dovuto alla maggiore portata internamente ad un elemento con conseguente aumento della prevalenza della pompa (economicamente svantaggioso). Considerato che, approssimativamente, le perdite di carico vanno col quadrato della portata, per i fattori di gagging trovati si avrebbero aumenti di quasi un fattore 2. Per evitare una tale penalizzazione è necessario studiare uno schema di orifiziatura ottimizzato che ripartisca il nocciolo in zone di portata (in analogia alle zone di arricchimento) tali da consentire, il più possibile, il rispetto del vincolo termico ed un aumento contenuto delle perdite di carico.

TAB. 10: Fattori di gagging necessari per soddisfare il vincolo termico sulla guaina per il primo ciclo di ALFRED.

Fattori gagging	INN		OUT	
	BOC	EOC	BOC	EOC
f_{gag}	1.39	1.21	1.42	1.36

CAPITOLO 5 - CONCLUSIONI

Riassumendo, gli obiettivi della tesi, consistevano nell'individuazione di una strategia ottimale al fine del raggiungimento della configurazione critica del reattore ALFRED, in corrispondenza della carica iniziale di combustibile del primo stage, partendo dalla conformazione progettuale di riferimento. In questo modo si sono fatte considerazioni, dopo aver appreso tutti i vincoli di natura fisico-economica, e di sicurezza, inclusi nella progettazione preliminare della prima carica combustibile di un reattore a Piombo di IV generazione, concernenti la reattività e la distribuzione di potenza. Sono stati analizzati gli aspetti cruciali del progetto della carica iniziale, evidenziando l'importanza del mantenimento di scostamenti pressoché nulli rispetto alle condizioni di funzionamento nominale. È stata inoltre evidenziata l'importanza del considerare le incertezze nella progettazione, analizzando i principali criteri da rispettare.

Dopo aver analizzato varie opzioni, anche in luce dell'approccio a stage di ALFRED e della sua peculiare natura di dimostratore, si è deciso di optare, per la compensazione della reattività in eccesso, per la rimozione di elementi di combustibile e loro sostituzione con elementi riflettenti. Dopo una serie di iterazioni si è giunti ad un assetto ideale di nocciolo per ciò che riguarda i requisiti imposti, dai vincoli prima citati.

A tal proposito, il desiderato appiattimento della potenza è stato ottenuto in modo soddisfacente, così come quello delle temperature di combustibile e guaina. A conferma di ciò risultati ricavati sia per via analitica, che esclusivamente attraverso procedimenti computazionali, sono stati confrontati trovando soddisfacente accordo.

In ultima esamina, è stata osservata l'ultima problematica alla quale si è giunti, senza però approfondirla, accennando alla sua risoluzione. Si è infatti notato come le temperature ottenute superino i limiti imposti per lo stage in questione. Ciò è dovuto anche al grande grado di conservatività adottato nel momento della scelta dei fattori di incertezza (a 3 invece che 2σ come tipicamente accettato).

Attraverso strategie di orifiziatura però, si può concretizzare il rispetto dei vincoli termici, con penalizzazione sulle perdite di carico. Nel caso in cui si abbiano temperature eccedenti i limiti, di conseguenza, andranno fatte considerazioni di svariato genere, tenendo a mente la complessità fisica delle problematiche incluse nella progettazione nucleare, dalle neutroniche alle termoidrauliche, dei fenomeni che governano questa metodologia di produzione dell'energia elettrica.

BIBLIOGRAFIA

- [1] International Energy Agency, 2021. Net zero by 2050: a roadmap for the global energy sector.
- [2] International Energy Agency, 2021. Global energy review 2021.
- [3] G. Grasso, et al., 2019. An improved design for the ALFRED core. In Proceedings of the ICAPP 2019 – International Congress on Advances in Nuclear Power Plants, Paris, France.
- [4] F.G. Ferré, et al., 2017. Corrosion and radiation resistant nanoceramic coatings for lead fast reactors. Corrosion Science, Vol. 12, pp. 80-92.
- [5] A.Weisenburger et al., 2013. Materials for ALFRED and ELFR – selection and challenges. In Proceedings of the FR13, Paris, France.
- [6] G. Rimpault, et al., 2002. The ERANOS code and data system for fast reactor neutronics analyses. In proceedings of the International Conference on the New Frontiers of Nuclear Technology: Reactor Physics, Safety and High-Performance Computing (PHYSOR 2002), Seoul, Korea.
- [7] F- Lodi, 2021. Alfred version 2.0 - Geometric data for modeling, Nota interna FSN-SICNUC-PSSN.
- [8] US Department of Energy, 2018. <https://www.nndc.bnl.gov/endl/b8.0/>.
- [9] G. Grasso, et al., 2016. Procedure for pin-by-pin reconstruction of an ERANOS flux (power) in a Fuel Assembly. Rapporto tecnico SICNUC-P000-008.
- [10] F. Lodi and G. Grasso, 2016. ANTEO+: a subchannel code for thermal-hydraulic analysis of liquid-metal cooled systems. Nuclear Engineering and Design, Vol. 301, pp.128–152.