



Ricerca di Sistema elettrico

Analisi dei sistemi di strumentazione e controllo previsti in alcuni progetti su reattori al piombo attualmente in sviluppo a livello internazionale

R. Remetti, L. Lepore, M. Cappelli



ANALISI DEI SISTEMI DI STRUMENTAZIONE E CONTROLLO PREVISTI IN ALCUNI PROGETTI SU REATTORI AL PIOMBO ATTUALMENTE IN SVILUPPO A LIVELLO INTERNAZIONALE

A. Remetti, L. Lepore (UNIROMA1), M. Cappelli (ENEA)

Settembre 2013

Report Ricerca di Sistema Elettrico

Accordo di Programma Ministero dello Sviluppo Economico - ENEA

Piano Annuale di Realizzazione 2012

Area: Produzione di energia elettrica e protezione dell'ambiente

Progetto: Sviluppo competenze scientifiche nel campo della sicurezza nucleare e collaborazione ai programmi internazionali per il nucleare di IV Generazione

Obiettivo: Sviluppo competenze scientifiche nel campo della sicurezza nucleare

Responsabile del Progetto: Mariano Tarantino, ENEA

Il presente documento descrive le attività di ricerca svolte all'interno dell'Accordo di collaborazione "Sviluppo competenze scientifiche nel campo della sicurezza nucleare e collaborazione ai programmi internazionali per il nucleare di IV generazione"

Responsabile scientifico ENEA: Mariano Tarantino

Responsabile scientifico CIRTEN: Giuseppe Forasassi

Titolo

Analisi dei sistemi di strumentazione e controllo previsti in alcuni progetti su reattori al piombo attualmente in sviluppo a livello internazionale

Ente emittente
Descrittori
Tipologia del documento:
Collocazione contrattuale: Accordo di programma ENEA-MSE su sicurezza nucleare e reattori di IV generazione

Argomenti trattati: Controllo dei reattori nucleari
 Tecnologia dei metalli liquidi
 Metodi Montecarlo

Sommario

Il presente documento offre un'analisi critica della strumentazione e dei sistemi di controllo di reattori al piombo già sviluppati o attualmente in fase di progettazione e sviluppo a livello internazionale.

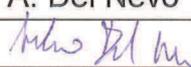
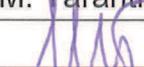
In particolare, al fine di integrare le non numerose informazioni a disposizione a causa del limitato numero di progetti in corso o alla confidenzialità dei dati per quelli in fase di sviluppo, ci si è avvalsi del supporto di simulazioni Montecarlo per evidenziare le principali caratteristiche e possibili problematiche della strumentazione di nocciolo.

Lo studio è stato condotto in collaborazione con l'Università di Roma La Sapienza (Prof. Remetti) e rappresenta un passo preliminare ma ineludibile per lo sviluppo dei sistemi di strumentazione e controllo per reattori al piombo liquido. Sulla base dei risultati fin qui ottenuti si propone infatti di approfondire nelle annualità successive alcune problematiche sia attraverso l'ausilio di simulazioni sia attraverso l'approccio sperimentale, la cui soluzione risulta fondamentale per procedere nel progetto del reattore.


Note. Riferimento CERSE-UNIRM RL 1186/2013

***Autori:** R. Remetti (UNIROMA1) L. Lepore (UNIROMA1) M. Cappelli (ENEA)

Copia n.
In carico a:

1			NOME			
			FIRMA			
0	EMISSIONE	19/09/2013	NOME	Mauro CAPPELLI*	A. Del Nevo	M. Tarantino
			FIRMA			
REV.	DESCRIZIONE	DATA		REDAZIONE	CONVALIDA	APPROVAZIONE



CIRTEN

Consorzio Interuniversitario per la Ricerca TEcnologica Nucleare

La Sapienza, Università di Roma

Analisi dei sistemi di strumentazione e controllo previsti in alcuni progetti su reattori al piombo attualmente in sviluppo a livello internazionale

Autori

Romolo Remetti

Luigi Lepore

CERSE-UNIRM RL 1186/2013

Roma, 30 agosto 2013

Lavoro svolto in esecuzione dell'Attività LP2.a.3_h2

AdP MSE-ENEA sulla Ricerca di Sistema Elettrico - Piano Annuale di Realizzazione 2012

Progetto B.3.1 "Sviluppo competenze scientifiche nel campo della sicurezza nucleare e collaborazione ai programmi internazionali per il nucleare di IV generazione

Indice

Sommario	4
1. Introduzione.....	5
2. Cenni di teoria del controllo di reattore.....	6
2.1 Concetti di base.....	7
2.2 Il sistema di protezione del reattore.....	13
2.3 Il sistema di gestione del nocciolo	15
2.4 Tendenze moderne.....	15
2.4.1 Interazione uomo-macchina.....	15
2.4.2 Analog vs. Digital	17
3. Evoluzione storica dei reattori refrigerati al piombo	18
4. Stato dell'arte della tecnologia LFR.....	21
4.1 Caratteristiche dell'ambiente "reattore".....	22
4.1.1 Il piombo nella categoria Fast Breeder Reactor	22
4.1.2 Caratteristiche neutroniche generali di un progetto LFR.....	23
4.1.3 Caratteristiche di interesse del progetto di un nocciolo LFR.....	28
4.2 Strumentazione per il monitoraggio di reattore	30
4.2.1 Monitori di flusso neutronico.....	30
4.2.2 Monitori di temperatura	38
4.2.3 Monitori di pressione	42
4.3 Progetti LFR allo studio o in corso di realizzazione	43
4.3.1 SSTAR.....	43
4.3.2 ELSY	45
4.3.3 DEMO.....	47
4.3.4 ALFRED.....	48
4.3.5 MYRRHA.....	50
4.3.6 EFIT.....	50
4.3.7 SVBR-75/100	51
4.3.8 BREST-OD-300	52
4.3.9 PBWFR e SLPLFR.....	54
4.3.10 PEACER.....	55
5. Simulazione del flusso neutronico con codice MCNPX per un nocciolo LFR di riferimento.	56
5.1 I codici Monte Carlo.....	56

5.1.1	Il metodo Monte Carlo.....	57
5.1.2	Metodi Monte Carlo applicati al trasporto di particelle	60
5.1.3	Tecniche di riduzione della varianza	61
5.2	Il codice Monte Carlo MCNP.....	64
5.2.1	Reazioni e dati nucleari.....	65
5.2.2	Specifiche della sorgente.....	65
5.2.3	Stime degli errori.....	66
5.2.4	Geometria	66
5.2.5	Materiali.....	68
5.2.6	Esempio di un file di input.....	68
5.2.7	Visual Editor	70
5.3	Simulazione “INNER CORE” di ELSY.....	72
5.4	Simulazione del nocciolo di DEMO.....	74
5.5	Simulazione del reattore SSTAR.....	79
6.	Proposta di un sistema di misura “in-core” per la mappatura del flusso neutronico.....	86
	Bibliografia	87
	Workgroup.....	89

Sommario

Il presente lavoro si propone di investigare lo stato dell'arte della strumentazione per il monitoraggio delle condizioni termo-neutroniche nei noccioli dei reattori veloci al piombo, con particolare riferimento agli aspetti relativi alla strumentazione e controllo di questa tipologia d'impianto.

A valle della descrizione delle tipiche condizioni termofisiche riscontrabili in un reattore-tipo, si riporta una caratterizzazione estesa della strumentazione neutronica e dei sensori termici, avendo riconosciuto il flusso neutronico e la temperatura come parametri critici da tenere costantemente sotto controllo, sia globalmente, sia localmente, con una mappatura più o meno spinta all'interno del nocciolo stesso.

La carenza dei dati a disposizione in termini di caratteristiche spettrometriche del flusso neutronico è stata superata realizzando simulazioni Monte Carlo con il codice MCNPX, simulando al maggior livello di dettaglio possibile in relazione ai dati disponibili, una porzione del nocciolo del reattore ELSY, il nocciolo di DEMO e l'intera virola di nocciolo del reattore SSTAR, con riferimento alla sola parte attiva del combustibile: l'obiettivo che ci si era prefissi –ovvero la caratterizzazione neutronica delle posizioni che potenzialmente possono ospitare monitori neutronici– è stato pienamente raggiunto.

Come immediato sviluppo del presente lavoro, si propone un nuovo tipo di rivelatore per il monitoraggio del flusso neutronico *in-core*: a tal fine saranno condotte estensive simulazioni MCNPX e, ove se ne presenti la possibilità, una volta realizzato un sistema prototipo, prime valutazioni sperimentali in facilities in grado di fornire spettri neutronici veloci.

1. Introduzione

L'approccio moderno alla realizzazione di un reattore nucleare spesso concentra l'attenzione su problemi termoidraulici, strutturali, neutronici, per i quali si tende a ricercare le soluzioni più innovative e fantasiose al fine di raggiungere obiettivi di prestazioni e sicurezza sempre più spinti.

Gli aspetti di Strumentazione e Controllo dei reattori meriterebbero di esser posti sul medesimo piano, ed esser così affrontati con eguali dedizione ed energia: questo perché il sistema di misura del flusso neutronico è l'input della catena di controllo del reattore stesso.

In questa luce, il presente lavoro si propone di affrontare le tematiche di I&C (Instrumentation & Control) di reattori al piombo di piccola taglia, soluzioni oggi molto promettenti come impianti di potenza e come reattori *burner* di attinidi minori, al fine di ridurre la pericolosità e la durata delle scorie a lunga vita legate allo sfruttamento industriale del processo di fissione. In particolare, ci si propone di caratterizzare dapprima l'ambiente (temperatura, pressione, flusso neutronico e sua distribuzione energetica) entro il quale i rivelatori andranno ad operare; in seguito si farà la proposta di un sistema innovativo di mappatura *in-core* del flusso neutronico. Lo studio sarà condotto attraverso simulazioni con il codice MCNPX.

A livello internazionale, i reattori al piombo sono identificati con l'acronimo LFR (Lead-cooled Fast Reactor) usato per riferirsi ai reattori veloci che usano un metallo liquido pesante (contenente Pb) come refrigerante. Le due alternative sono:

- piombo puro (Pb);
- eutettico piombo-bismuto (LBE, Lead-Bismuth Eutectic).

La Tabella 1 mostra alcune caratteristiche fisiche di primaria importanza per i due refrigeranti.

	Pb	LBE (45% wt. Pb, 55% wt. Bi)
Punto di fusione (STP) [°C]	327,45	124,5
Punto di ebollizione (STP) [°C]	1743	1670
Densità (a 480 °C) [g/cm ³]	10,47	10,10

Tabella 1 - Caratteristiche fisiche dei HLMCs (Heavy Liquid Metal Coolant).

Evidentemente, considerando che la temperatura media di reattore può attestarsi a 500 °C, entrambe i refrigeranti presentano un elevato margine rispetto al punto di ebollizione, mentre la differenza nella temperatura di fusione è sostanziale. Poiché occorre tenere sempre ogni parte d'impianto al di sopra del punto di fusione al fine di mantenere liquido il refrigerante, è più problematico utilizzare il piombo puro perché è maggiormente verosimile che si creino dei *cold-spot* dove il fluido solidifica ostruendo le sezioni di passaggio. Dal punto di vista fluidodinamico, quindi, è preferibile ricorrere all'eutettico piombo-bismuto.

Contrariamente ai reattori veloci al sodio nei quali occorre impedire fortemente il contatto refrigerante-acqua/aria per le violente reazioni esotermiche che si verificherebbero, i LFR non presentano grosse problematiche di incompatibilità tra il refrigerante ed acqua/aria e quindi non necessitano di soluzioni impiantistiche complesse come un Intermediate Heat eXchanger (IHX) o generatori di vapore con tubi a doppia parete: ciò si riflette in una maggiore semplicità d'impianto, minori costi e una maggiore sicurezza. Altra peculiarità dei refrigeranti al piombo è la loro scarsa sezione d'urto d'assorbimento dei neutroni, che consente di incrementare la frazione volumetrica del refrigerante (aumentando il passo del reticolo delle barrette): l'aumento della sezione di passaggio è un beneficio termoidraulico rilevante, perché riduce significativamente la velocità del fluido e le

cadute di pressione dovute ad attrito, il che aumenta le possibilità di esercire il reattore attraverso la circolazione naturale. Inoltre, gli HLMCs hanno ottime caratteristiche di immobilizzazione dei prodotti di fissione, sebbene abbiano lo svantaggio di essere “pesanti” e quindi avere un comportamento dinamico alle sollecitazioni sismiche che limita di molto le dimensioni di reattore ammissibili ai fini del rispetto dei requisiti di sicurezza in materia antisismica. In ogni caso, questo problema riguarda per lo più reattori di più grossa taglia, non i SMR (Small Modular Reactor) su cui si vuole ivi focalizzare l’attenzione.

Il concetto di reattore modulare è un approccio moderno alla realizzazione di un impianto nucleare: si accantona il normale layout d’impianto con una o poche unità di grande potenza, per approdare ad una soluzione che prevede molte unità di piccola taglia, più facilmente esercibili e maggiormente sicure in termini di CCF (Common Cause Failure), beneficiando anche delle economie di scala. Inoltre, una soluzione *small modular* è un progetto di dimensioni contenute che può trovare applicazioni anche in piccole realtà territoriali, in paesi in via di sviluppo o, addirittura, per realizzazioni mobili.

[1]

2. Cenni di teoria del controllo di reattore

La fissione nucleare in un reattore è un processo industriale che richiede un controllo, così come qualsiasi altro processo industrialmente implementato.

Si prestano particolari attenzione e cura alla realizzazione del cervello elettronico e dei sistemi di controllo di una centrale nucleare perché le conseguenze connesse ad un errata gestione della reazione a catena possono essere di proporzioni devastanti e pertanto le strategie di controllo adottate tendono a prevedere tutti i possibili eventi indesiderati e a porre delle contromisure ad essi in modo tale che il sistema di controllo sia in grado di bloccare le anomalie sul nascere, prima che evolvano in situazioni gravi o potenzialmente dannose. Tutto ciò perché c’è un elemento cruciale nella gestione dinamica del processo di fissione: il tempo.

Si consideri un comune reattore termico ad acqua di certa potenza nominale $P = P(t = 0)$: in maniera semplificata, la potenza in funzione del tempo è esprimibile come

$$P(t) = P(t = 0)e^{\frac{k_{\infty}-1}{\tau}t}$$

dove k_{∞} è il fattore di moltiplicazione infinito e τ è la vita media dei neutroni di reattore. In condizioni normali, cioè a potenza costante, il compito del sistema di controllo è quello di mantenere $k_{\infty} = 1$ cosicché l’esponenziale diventa unitaria e la potenza $P(t) = P(t = 0) = P$ si mantiene, appunto, costante.

Si immagini, ora, che al tempo $t = 0$ si abbia una perturbazione che ingeneri $k_{\infty} = 1,001$; considerando che tipicamente $\tau = \sim 0,1$ s per i LWR, nell’arco di 5 secondi la potenza di reattore risulta

$$\frac{P(t = 5)}{P(t = 0)} = e^{\frac{1,001-1}{0,1}5} = 1,0513 = +5,13 \%$$

Nel giro di 5 secondi, rispetto al tempo $t = 0$, le reazioni di fissione si sono incrementate del 5%. Chiaramente, è impensabile che un operatore possa gestire un processo con dinamiche così rapide perché è necessario che egli comprenda il fenomeno (Cognitive function), lo interpreti (Interpretation function), pianifichi le adeguate azioni correttive (Planning function) e le esegua (Execution function): è evidente che i tempi di elaborazione del cervello umano non sono compatibili con i tempi richiesti dalla gestione in sicurezza della reazione a catena.

Se si aggiunge, poi, che i reattori veloci presentano una frazione di neutroni ritardati β_{eff} minore rispetto a quelli termici, la vita media dei neutroni si riduce e ciò, generalmente, peggiora la situazione poiché le dinamiche sono più rapide, rendendo questi reattori molto più suscettibili alle perturbazioni. In ogni caso, all'inserimento di un gradino di reattività (inferiore alla reattività dei pronti), la cinetica neutronica risponde rapidamente, secondo la vita media dei neutroni pronti, ma subito dopo si sente l'effetto dei neutroni ritardati, che rallentano fortemente il transitorio, rendendolo facilmente regolabile "a mano", cioè ingegneristicamente.

Quali che siano i tempi e le dinamiche del reattore, il suo controllo sarà sempre affidato ad un sistema di controllo automatico; pertanto di seguito si daranno dei cenni circa la teoria del controllo. In più, in relazione agli scopi del presente lavoro, si descriveranno alcuni sistemi chiave per il controllo sicuro dell'impianto nucleare, andando ad evidenziare le caratteristiche richieste alla strumentazione di reattore.

[2]

2.1 Concetti di base

L'architettura di strumentazione e controllo (I&C), in simbiosi con gli operatori di centrale, costituisce il "*sistema nervoso centrale*" di un impianto nucleare. Attraverso i suoi vari elementi (componenti, moduli, sistemi, sottosistemi, strutture, ridondanze, ect.) esso rileva i parametri di base, monitora le prestazioni, integra le informazioni ed effettua, se necessario, un aggiustamento automatico al processo in opera.

Insieme ai parametri legati alla sicurezza e al corretto esercizio di reattore, integrata nel controllo vi è anche la sezione tipicamente convenzionale del circuito secondario acqua/vapore per la produzione di potenza: ne segue che una centrale nucleare contiene migliaia di componenti elettromeccanici come motori, pompe e valvole che devono essere operate in modo corretto e coordinato.

In buona sostanza, un sistema di controllo svolge 3 macro-funzioni:

- rilevazione dello stato d'impianto, attraverso l'insieme di dispositivi che saggiano in tempo reale il processo industriale;
- regolazione del processo, attraverso la messa in opera delle opportune funzioni correttive atte a mantenere un ben determinato e prestabilito *setpoint*;
- protezione, di sistemi, strutture, componenti, personale, popolazione, ambiente in caso di deviazione dello stato d'impianto dalle condizioni ammissibili verso situazioni potenzialmente pericolose.

La regolazione (ad esempio, variazioni giornaliere di potenza) è sempre effettuata in maniera totalmente automatica dal cervello elettronico di centrale, mentre la funzione di protezione può essere affidata anche alla gestione umana, per lo meno nel medio-lungo termine: difatti, le azioni di SCRAM¹ sono sempre e comunque comandate dal sistema automatico, mentre altre azioni correttive possono essere attuate manualmente dagli operatori, solo dopo una attenta ed opportuna fase di valutazione dei possibili effetti e conseguenze.

La maggior parte dei sistemi di I&C relativi alle centrali nucleari odierne affondano le loro radici nella tecnologia di processo degli anni '50 e '60: si sono evoluti gli strumenti, le logiche, l'elettronica; l'esperienza acquisita ha consentito di migliorare, via facendo, i requisiti richiesti all'impianto; lo sviluppo dei calcolatori automatici ha reso sempre più efficiente, affidabile e sicuro il funzionamento delle centrali attraverso la gestione automatica.

¹ Safety Control Rod Axe Man, con questa sigla si intende l'azione di spegnimento del reattore.

È da sottolineare, comunque, che l'evoluzione della tecnologia delle centrali nucleari è proceduta sempre con maggiore lentezza rispetto agli altri settori industriali, perché sotto l'egida delle autorità di controllo che tendono a digerire i cambiamenti con dinamiche piuttosto pigre: solo negli ultimi anni si sta avendo una forte spinta a modificare i vecchi sistemi di controllo implementati per approdare a soluzioni più tecnologiche e funzionali, che tengano conto della *interfaccia uomo-macchina*, migliorando la rilevazione dello stato d'impianto, rendendo le informazioni pronte e disponibili agli operatori, realizzando per essi una sala controllo che assicuri -in ogni stato d'impianto- delle condizioni di confort che riducano lo stress, limitando la possibilità che possano prendersi decisioni affrettate o errate a causa dello stato emotivo. Ciò che è rimasta invariata è la logica di base attraverso cui un sistema I&C opera per mantenere il prestabilito punto di funzionamento dell'impianto. In questa sede, ciò che interessa è concentrarsi sulla realizzazione della struttura di tale sistema automatico e pertanto si daranno degli accenni di teoria dei controlli, mostrando effettivamente come logicamente ed operativamente funziona un "cervello elettronico" di centrale nucleare.

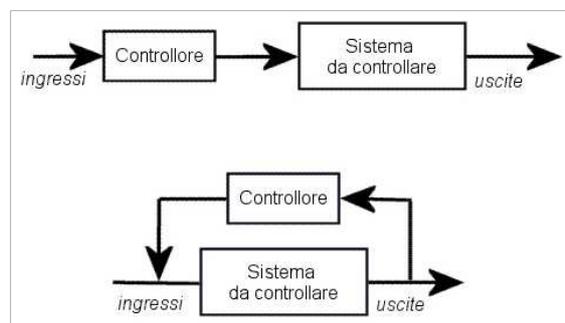


Figura 1 - Controllo in catena aperta (sopra) e catena chiusa (sotto).

Si consideri un certo processo o sistema di cui occorre controllare l'operatività: vi saranno un certo numero di variabili di stato che fungono da "monitor" dello stato del sistema e un certo numero di variabili che consentono di modificare lo stato del sistema: le prime si chiameranno *uscite* (variabili di *output*), le seconde *ingressi* (variabili di *input*); sugli ingressi il controllore agisce per modificare lo stato del sistema, indicato in tempo reale dalle uscite.

La logica del controllo (cfr. Figura 1) può estrinsecarsi in due soluzioni di base:

- *in catena aperta*: il controllore comanda il sistema senza monitorarne il comportamento a valle dell'azione di controllo, cioè l'azione di controllo è indipendente dallo stato del sistema;
- *in catena chiusa*: il controllore agisce sul sistema tramite i suoi ingressi, valutandone la risposta attraverso le uscite; l'azione di controllo è, dunque, funzione della distanza² che intercorre tra il punto di funzionamento reale e il *setpoint* prestabilito, identificato quest'ultimo come il punto ottimale di funzionamento dell'impianto. All'atto del raggiungimento del *setpoint*, l'azione di controllo termina.

Chiaramente, la seconda logica di controllo è quella tipicamente in opera in un sistema ove occorre mantenere un prefissato punto di funzionamento. La Figura 3 chiarisce esaurientemente la logica del controllo in ciclo chiuso di un impianto nucleare, mostrando sia la rilevazione dei parametri chiave di processo ad opera del sistema di I&C, sia le azioni di controllo da esso operabili o, eventualmente, a carico dell'operatore. Come ben esplicitato da Figura 2, un sistema di controllo può essere suddiviso in diversi macroblocchi che, partendo dall'output, risultano:

- strumenti di misura/sensori;

² A tale distanza si dà il nome di "errore"

- elettronica di acquisizione dei dati e pre-processing in input al controllo vero e proprio;
- confronto dello stato dell'impianto con il setpoint prestabilito e determinazione dell'errore;
- attuazione delle opportune azioni dinamiche correttive (tipicamente di tipo *proporzionali, integrali o derivative* rispetto all'andamento dell'errore in funzione del tempo);
- messa in opera dell'azione correttiva attraverso attuatori.

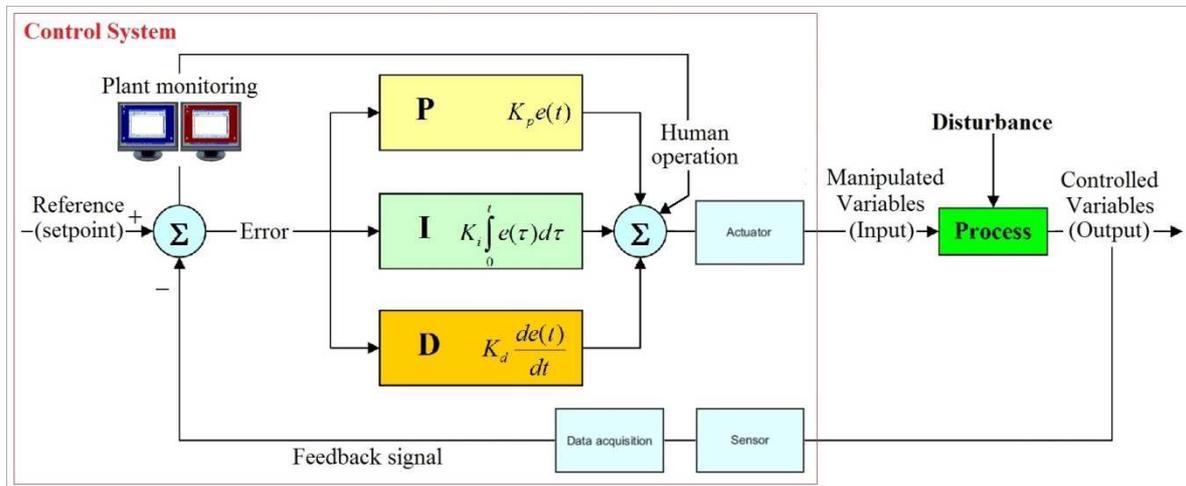


Figura 2 - Blocchi tipici di un sistema di controllo in ciclo chiuso.

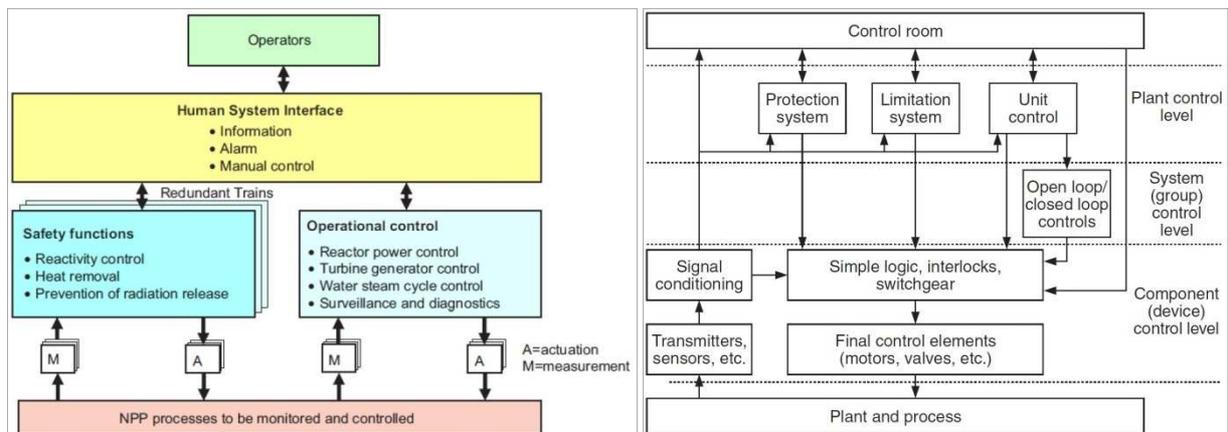


Figura 3 - Ciclo delle azioni di misura/controllo di un impianto nucleare.

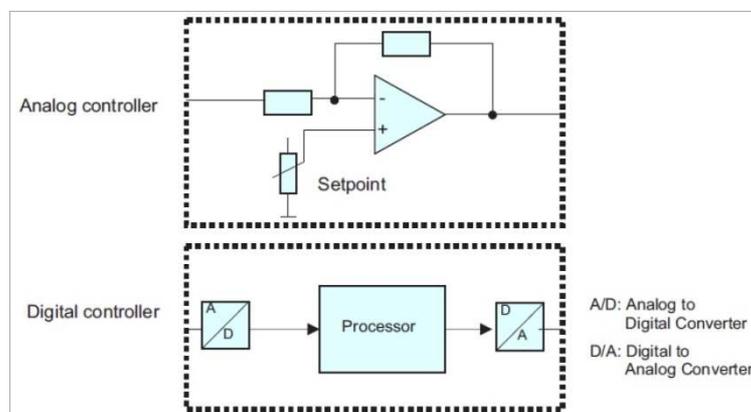


Figura 4 - Elaborazione analogica e digitale del segnale di controllo.

La Figura 2 mostra anche la possibilità dell'intervento umano, che –in caso di emergenza o procedure di manutenzione/spegnimento programmate– può bypassare il controllo automatico apportando direttamente in manuale le azioni correttive. Il ruolo dell'operatore, in termini di controllo, è ben chiarito da Figura 5.

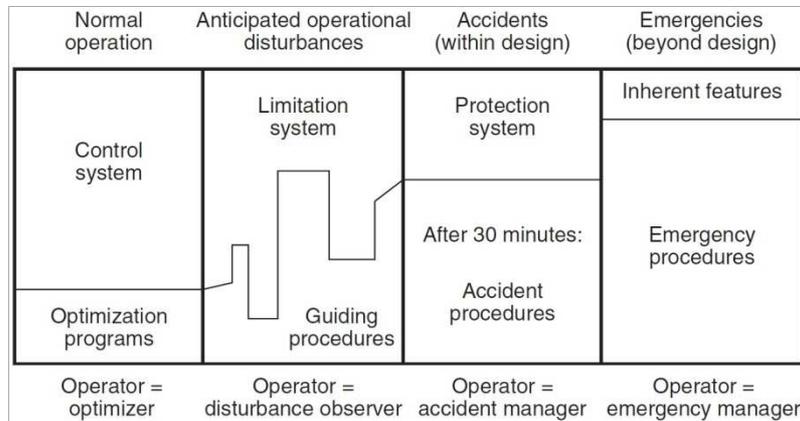


Figura 5 - Ruolo di controllo dell'operatore nelle diverse condizioni d'impianto.

Nel passato la gran parte dei sistemi era di tipo analogico, ovvero con elaborazione del segnale di controllo mediante strumentazione prettamente elettromeccanica: si avevano correnti/tensioni in input, modulazione del segnale di controllo in corrente/tensione, output in correnti/tensioni. L'enorme sviluppo dell'elettronica integrata e dei calcolatori ha sempre più trasformato questa tendenza, preferendo un controllo digitale mediante processori: la differenza nella catena di controllo è nella necessità di introdurre degli *Analog-to-Digital Converter* e *Digital-to-Analog Converter*: i primi per trasformare le correnti/tensioni provenienti dagli strumenti di misura in segnali elaborabili dai processori, i secondi per trasformare il segnale di controllo digitale in un segnale analogico (corrente/tensione) attraverso cui operare i meccanismi attuatori (cfr. Figura 4).

Generalmente, in un impianto nucleare, il sistema di I&C deve monitorare centinaia di migliaia di parametri al fine di assicurare un comportamento d'impianto corretto e sicuro: è immediatamente comprensibile la complessità che può scaturirne, specialmente senza un controllo di tipo elettronico/digitale. In più occorre tener conto del fatto che il layout del controllo di una centrale nucleare si suddivide in due "cervelli elettronici"³ distinti e separati; uno che si occupa delle normali operazioni e dell'ottimizzazione del funzionamento d'impianto (sistema di controllo); l'altro che ha esclusivamente funzioni di protezione/sicurezza (sistema di sicurezza), andando ad interrompere tutte le sequenze incidentali che possono condurre ad un incidente rilevante. La Figura 3 chiarisce bene questa distinzione e mostra un altro importante aspetto legato al sistema di sicurezza: la ridondanza. Essendo il potenziale danno connesso con un impianto nucleare molto significativo, l'accettabilità del connesso rischio impone il mantenimento della probabilità del verificarsi dell'incidente entro limiti molto stringenti: ciò si traduce, nella pratica impiantistica, nella realizzazione di un sistema di sicurezza molto affidabile che sfrutti tutti i criteri possibili al fine di scongiurare gli eventi iniziatori di tutte le sequenze incidentali previste a progetto: ridondanza dei treni, indipendenza, separazione fisica, diversificazione, single failure, fail-safe, qualificazione e

³ In verità, è possibile che sia presente anche una terza entità elettronica (sistema di acquisizione dati) che si occupa esclusivamente dell'acquisizione dei parametri di processo mediante strumenti di misura/sensori e della pre-elaborazione dei segnali prima dell'input ai sistemi di controllo/sicurezza. In tutti i disegni moderni del controllo di centrale è sempre presente anche questo terzo sistema.

certificazione dei componenti, in abbinamento ad elevata affidabilità. Nello specifico, essi devono essere applicati agli schemi e alle logiche di progetto, agli equipaggiamenti, al fattore umano, ai segnali che comandano le funzioni d'impianto, all'approccio funzionale, ai software, poiché è sufficiente un solo anello ad indebolire l'intera catena.

L'estrema cura che si ha nella realizzazione di un sistema di sicurezza sicuro ed affidabile è per assicurare che siano sempre pronte o vengano adeguatamente svolte le funzioni primarie di:

- scram di reattore;
- refrigerazione d'emergenza;
- rimozione del calore residuo di decadimento radioattivo;
- mantenimento dell'isolamento del contenimento;
- rimozione di eventuali radionuclidi dal contenimento;
- rimozione del calore dal contenimento;
- ventilazione d'emergenza;
- alimentazione elettrica d'emergenza;

e, in seconda battuta, di:

- controllo della potenza del reattore;
- controllo di temperature e pressioni del ciclo termico acqua/vapore;
- rivelazione degli incendi;
- monitoraggio della radioattività.

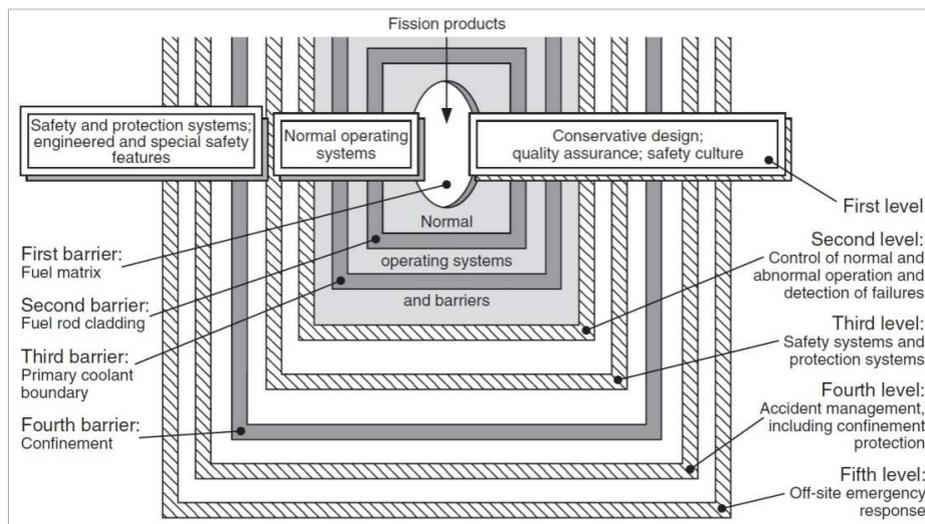


Figura 6 - Risposta in sequenza (difesa in profondità) dei sistemi di I&C atti a mantenere le principali funzioni di sicurezza di una centrale nucleare.

Categoria	Descrizione	Sistemi tipicamente ricadenti
A	Funzioni ed associati sistemi/attrezzature che giocano un ruolo principale nel mantenimento in sicurezza dell'impianto nucleare: essi interrompono le sequenze incidentali previste a progetto o mitigano gli effetti di un eventuale incidente	- Reactor Protection System - Safety Actuation System - Safety System Support features
B	Funzioni ed associati sistemi/attrezzature complementari a quelle di Cat. A. L'entrata in funzione di uno di tali sistemi può prevenire l'intervento di uno di quelli in Cat. A. In	- Automatic Control System - Preventive Protection System - Control Room Data

funzionamento contestuale con i sistemi di Cat. A, i sistemi in Cat. B ne migliorano le funzionalità e le prestazioni

Processing System

- C Funzioni ed associati sistemi/attrezzature che hanno ruolo ausiliario o indiretto nel mantenimento in sicurezza dell'impianto
- Emergency Communication System
 - Radiation Monitoring System

Tabella 2 - Classificazione IEC Standard 1226 per le funzioni di I&C negli impianti nucleari.

COMPARISON OF DIFFERENT CLASSIFICATION SYSTEMS (Note that such a table gives only a qualitative mapping between the various classification systems)				
National or international standard	Classification of the importance to safety			
IAEA NS-R-1	Systems Important to Safety			Systems Not Important to Safety
	Safety	Safety Related		
IEC 61226 Functions Systems	Systems Important to Safety			Unclassified
	Cat. A Class 1	Cat. B Class 2	Category C Class 3	
Canada	Category 1	Category 2	Category 3	Category 4
France N4	1E	2E	SH	Important to Safety
European Utility Requirements	F1A (Auto.)	F1B (Auto. and Man.)	F2	
Japan	PS1/MS1*	PS2/MS2	PS3/MS3	Non-nuclear Safety
Rep. of Korea	IC-1		IC-2	IC-3
Russian Federation	Class 2	Class 3		Class 4 (Systems Not Important to Safety)
Switzerland	Category A	Category B	Category C	Not important to safety
UK Functions Systems	Cat. A Class 1	Cat. B Class 2	Category C Class 3	Unclassified
USA and IEEE	Systems Important to Safety			Non-nuclear Safety
	Safety Related, Safety, or Class 1E	(No name assigned)		

*PS: prevention system, MS: mitigation system

Figura 7 - Confronto fra le normative nazionali per la classificazione di sistemi, strutture e componenti in classi di sicurezza.

A seconda della normativa vigente a livello nazionale (cfr. Figura 7), i SSC (Sistemi, Strutture e Componenti) di un impianto nucleare si suddividono in diverse classi di sicurezza, a seconda del ruolo associato e della particolare funzione svolta. Con riferimento al sistema di strumentazione e controllo, tutta la catena che riguarda il controllo di sicurezza è posto nella classe più elevata, al fine di tutelare al massimo le funzioni di sicurezza di cui ai punti precedenti (cfr. Tabella 2).

[3] [4]

2.2 Il sistema di protezione del reattore

Il sistema di protezione del reattore (RPS, Reactor Protection System) è quella sezione del sistema I&C che ha il compito di rilevare i parametri critici di reattore e comandarne l'eventuale scram nel momento in cui dovesse accadere che essi escano al di fuori dei valori ammissibili. È il principale sistema di sicurezza di centrale, ed è opportuno che esso sia significativamente ridondato allo scopo di assicurare un sufficiente grado di affidabilità, al fine di mantenere sempre il controllo sulla reazione a catena, evitandone una divergenza incontrollata.

I parametri che generalmente comandano il trip (spegnimento) di reattore sono temperatura, pressione, portata del refrigerante e flusso neutronico: la priorità tra l'uno e l'altro può variare a seconda del tipo di reattore.

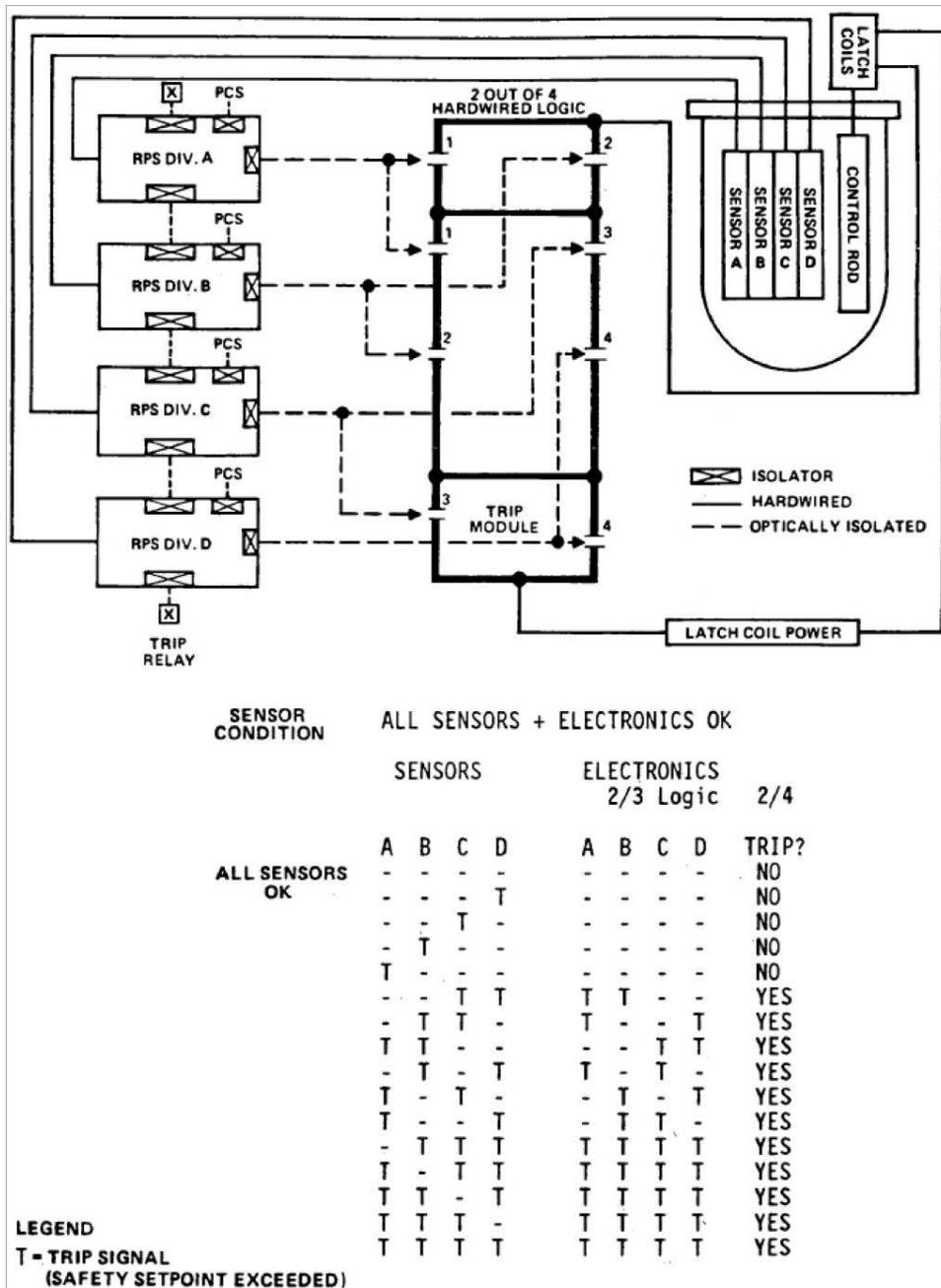


Figura 8 - Treni del RPS e logiche per l'intervento di scram.

Identificato un parametro critico per il comando di trip, sono disposti –generalmente– nel reattore quattro sensori indipendenti collegati a 4 canali, A, B, C e D (cfr. Figura 8): essi rilevano (indipendentemente l'uno dall'altro) i valori delle grandezze controllanti lo scram in diversi punti del vessel o dell'impianto. Ogni sensore/trasduttore è connesso ad un relay (*trip relay*) che processa il segnale in ingresso e fornisce una certa uscita che viene “inviata” ai *trip modules* (generalmente 4 in un RPS). In condizioni di normale funzionamento, in ogni canale di protezione, ciascun sensore alimenta elettricamente il proprio *trip relay* mantenendolo energizzato finché la grandezza misurata rimane ammissibile.

Ogni *trip module* è costituito da 4 relays energizzati da ognuno dei quattro canali. Ogni *trip relay* controlla l'alimentazione di uno dei 4 relays presenti in ciascun *trip module* attraverso logiche di incrocio. Il guasto di un sensore o il superamento da parte della grandezza misurata della soglia ammissibile causa la disalimentazione del *trip relay* corrispondente; conseguentemente, in ciascun *trip module* si commuta uno dei 4 relays; è sufficiente un ulteriore trip signal da uno dei canali perché nei *trip module* si commuti il secondo dei quattro relays e sia quindi inviato il segnale di scram ai sistema di rilascio delle barre di controllo: il *trip module* lavora, infatti, con una logica 2 su 4.

È da segnalare che il sistema è configurato in modo tale da consentire all'operatore di lanciare il comando di scram manualmente, bypassando i *trip modules*⁴.

Il RPS spegne il reattore disenergizzando i Control Rod Drive Motors (CRDM) che mantengono le barre sollevate: la mancata alimentazione comporta la caduta spontanea delle stesse nel nocciolo. Le barre di controllo sono suddivise in più gruppi e controllate da altrettanti *holding group*⁵: essi ricevono energia elettrica in continua da due fonti, una Primaria e una Secondaria. Perché le barre siano rilasciate, è necessario che entrambe le alimentazioni siano interrotte.

Oltre che a garantire l'avvenire dello scram comandato su emergenza, il RPS deve essere ben protetto da *common cause failures*⁶ e non deve risultare eccessivamente sensibile da dare luogo a segnali di trip spuri, con spegnimenti del reattore indesiderati e non necessari. Lo scram del reattore è un evento traumatico per il vessel perché comporta dinamiche evolutive di temperatura, flusso, sforzi meccanici, etc., eccessivamente rapide, il che mina la durabilità nel tempo di sistemi, strutture e componenti: ne segue che lo scram deve aver luogo solo quando è necessario ed il sistema di controllo deve essere realizzato in modo tale da comportarsi esattamente così.

Si è inteso dare importanza alla descrizione di tale sistema per chiarire che la strumentazione che si occupa di comandare lo scram deve essere opportunamente affidabile e, in particolare, deve possedere specifiche caratteristiche di comportamento dinamico: siccome alla base di tale catena di controllo vi sono i rivelatori neutronici e i sensori di temperatura del reattore, è chiaro che nella loro progettazione/scelta bisognerà tener conto di questi aspetti legati alle necessità dei sistemi di sicurezza.

[5]

⁴ Generalmente, tutti i *trip relays* e il *trip modules* risiedono in sala controllo, nella cabina riservata alla strumentazione del RPS, e sono suddivisi canale per canale.

⁵ Con la locuzione “*holding group*” si intende l'insieme dei CRDMs associati alle barre di controllo di ciascun gruppo di sicurezza.

⁶ Cause comuni di guasto: ovvero quegli eventi che causano il disservizio o il malfunzionamento di più componenti, la cui causa è, appunto, comune perché associabile al medesimo avvenimento.

2.3 Il sistema di gestione del nocciolo

Il normale controllo di reattore è effettuato tramite il Core Management Computer, oggi una installazione standard nelle centrali nucleari. Questo calcolatore è utilizzato dagli operatori per pianificare la movimentazione delle barre di controllo e dal personale di fisica del reattore⁷ per la gestione del ciclo combustibile. Alcune installazioni usano i risultati di elaborazione in tempo reale per provvedere ad un interblocco delle barre di controllo in caso di errata gestione manuale. Tale sistema generalmente riceve segnali da:

- strumentazione neutronica di nocciolo;
- indicatori di posizione delle barre di controllo;
- altra strumentazione di monitoraggio del nocciolo (temperature, pressione, etc.);

integrandole con informazioni fornite dagli operatori come la distribuzione di potenza nel nocciolo, la distribuzione dello xenon o le sequenze di estrazione manuale⁸ delle barre di controllo.

Appare chiara anche qui l'importanza che rivestono i rivelatori neutronici e i sensori di temperatura e pressione, cui si richiede –con particolare riferimento a questo sistema– una elevata affidabilità/disponibilità per ottimizzare il funzionamento di centrale ed evitare malfunzionamenti che causerebbero la fermata indesiderata dell'impianto.

[4]

2.4 Tendenze moderne

Di seguito si vuole dare una panoramica delle innovazioni odierne in merito ai sistemi di strumentazione e controllo degli impianti nucleari.

2.4.1 Interazione uomo-macchina

A seguito del primo incidente nucleare della storia relativo ai reattori di potenza (TMI, Three Miles Island, 1979), si comprese l'importanza di migliorare la "comunicazione" tra gli operatori e l'impianto, la cosiddetta interfaccia uomo-macchina. È fondamentale che gli operatori siano sempre bene informati circa lo stato dell'impianto e il sistema di controllo deve fornire in maniera chiara e concisa le informazioni principali, senza sovraccaricare il processo di lettura e comprensione dei dati da parte dell'uomo; in più, è significativo anche l'aspetto ergonomico della sala controllo, poiché più è curata questa caratteristica, maggiore è lo stato di relax mentale e benessere fisico degli operatori, che possono trovarsi a dover gestire situazioni di stress dovute a deviazioni non volute dello stato d'impianto dal prestabilito setpoint.

L'interfaccia tra gli operatori e il sistema di controllo, con riferimento all'interpretazione dello stato dell'impianto, si è dimostrata in passato notevolmente complessa ed onerosa e l'esperienza TMI ne è stata una viva dimostrazione: la Figura 9 chiarisce questo aspetto, mettendo in evidenza la profonda differenza tra una sala controllo ancora molto "analogica" (a sinistra) e l'attuale tendenza alla

⁷ Queste informazioni sono il punto di partenza per stimare il burnup del combustibile, l'inventario isotopico di nocciolo, la vita utile rimanente per i componenti all'interno del vessel.

⁸ Queste sequenze hanno una importanza cruciale in caso di guasto alla catena automatica di controllo delle barre, perché il computer –identificato il problema nella gestione automatica– può dare il "via" alle sequenze manuali specificate dagli operatori.

realizzazione di sistemi pressoché interamente digitali (a destra). Alcuni dei benefici significativi nel passaggio “al digitale” risultano:

- incremento del tempo disponibile per gli operatori per pensare e pianificare le azioni di emergenza;
- sostanziale riduzione della complessità dei pannelli in sala controllo, con conseguente riduzione dello stress visivo (cfr. Figura 9, Figura 10);
- significativa semplificazione della strumentazione;
- eliminazione dei compiti routinari affidati in passato agli operatori: l'esecuzione di operazioni monotone e ripetute nel tempo comporta progressiva perdita di attenzione da parte dell'operatore per ciò che è chiamato a fare;
- assistenza del “cervello elettronico” agli operatori nella conduzione delle procedure (cfr. Figura 11).



Figura 9 - A sinistra, una comune sala controllo di centrale nucleare; a destra, una moderna sala controllo prettamente digitale.

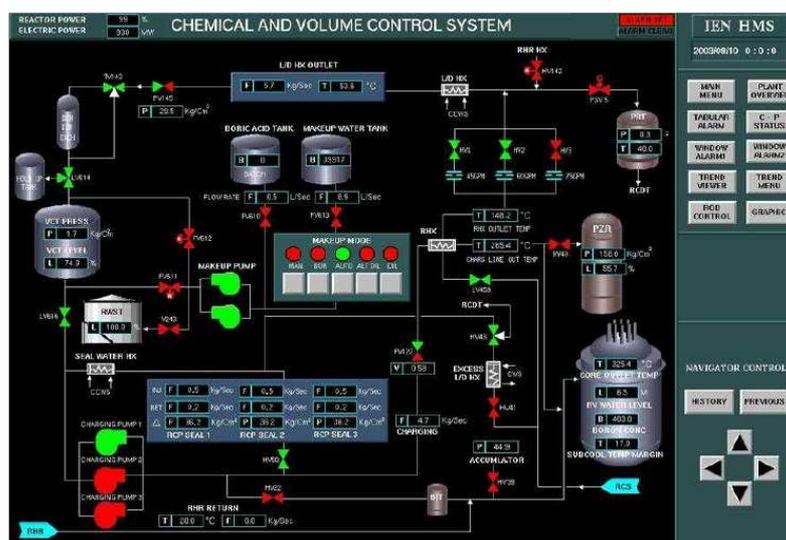


Figura 10 - Un esempio di illustrazione digitale dello stato del sistema di controllo della chimica e del volume.

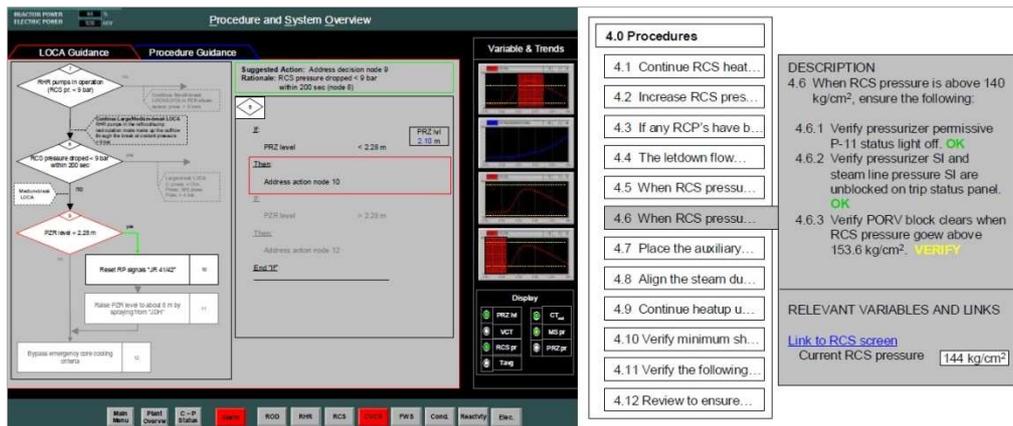


Figura 11 - Esempio di ausilio del cervello elettronico alle operazioni del personale di centrale.

L'approccio più recente alla realizzazione della sala controllo è quello del "dark panel" che – contrariamente alle realizzazioni precedenti– prevede che in normale funzionamento la gran parte dei segnali luminosi sia spenta, cosicché, nel momento in cui dovesse verificarsi un malfunzionamento, si accende una apposita spia, identificabile dall'operatore con un colpo d'occhio.

Dal punto di vista dell'azionamento dei comandi da parte degli operatori, l'interfaccia può variare notevolmente, da strumenti semplici da azionare –come valvole ed interruttori– fino a sistemi touchscreen digitali. Il posizionamento dei comandi principali è generalmente in sala controllo, cosicché l'operatore deputato all'azione non debba spostarsi in un'altra sezione dell'impianto e si possa immediatamente render conto dell'effetto della sua azione sullo stato del sistema; non si escludono, comunque anche comandi in campo.

L'intera sala controllo, essendo il cuore del sistema di controllo dell'impianto, è generalmente ridondata al 100%, e nei sistemi moderni è bunkerizzata, cosicché si abbia –anche nelle situazioni gravi che minino l'agibilità della sala controllo principale– sempre la possibilità di mantenere contatto con lo stato d'impianto e adottare le azioni correttive ritenute necessarie.

[6] [4]

2.4.2 Analog vs. Digital

Esistono delle significative differenze tra un controllo di tipo analogico ed uno digitale:

- nei sistemi I&C digitali, i segnali di processo sono raccolti, digitalizzati e processati, "alimentando" i diversi blocchi di controllo di cui si compone il cervello centrale: l'azione di controllo può non essere contestuale o direttamente seguente i segnali provenienti dal campo. Nel caso di un sistema I&C analogico, invece, l'azione di controllo è contemporanea al segnale di feedback proveniente dal processo e la gestione delle diverse variabili avviene attraverso singoli componenti dedicati e non è interlacciata come accade invece nel caso di un sistema digitale;
- l'affidabilità di un sistema analogico dipende solo dall'affidabilità, dalla manutenzione e della gestione dei suoi componenti; un sistema di controllo digitale –oltre che richiedere la medesima cura per la componentistica elettronica– è soggetto anche a rischi di tipo software, essendo tutta la logica di controllo basata su codici impiantati nel cervello elettronico di centrale: banchi di sistema, crashing, attacchi hacker possono minare il buon funzionamento della centrale senza le opportune misure atte a prevenire tali eventualità;
- in un sistema I&C analogico vi sono moltissimi controllori, almeno uno per ciascuna variabile che dà luogo ad un meccanismo di feedback, e ciò è sì una complicazione strumentale, ma è

anche una sicurezza perché il fallimento o il decadimento di prestazione di un controllore non comporta effetti diretti sugli altri controllori; nel caso digitale, invece, essendo la gestione affidata a sistemi multi-processori, le CPU si ritrovano a dover gestire diversi processi in contemporanea e il sovraccarico, le condizioni ambientali, il deterioramento dell'elettronica possono causare una riduzione nella velocità di elaborazione e un rallentamento nella risposta del sistema di controllo alle perturbazioni.

Al giorno d'oggi si tende a preferire sistemi di controllo di tipo digitale perché hanno migliori accuratèzze, non presentano deriva, gestiscono facilmente funzioni complesse, correlano dati provenienti da diverse sorgenti consentendo elevate capacità di archiviazione, permettono di eseguire diagnostiche e correzione di errori, migliorano l'interfaccia uomo-macchina e sono sistemi versatili, adattabili e flessibili ad innovazioni e miglioramenti. Ciò non significa che siano sistemi più sicuri, visto che sono stati presentati precedentemente diversi punti deboli: è chiaro che l'evoluzione digitale consente notevoli miglioramenti, ma essa deve essere guidata con criterio e buon senso al fine di raggiungere degli standard di più elevato livello rispetto ai comprovati sistemi I&C analogici.

[6]

3. Evoluzione storica dei reattori refrigerati al piombo

L'idea di realizzare un reattore veloce refrigerato a piombo fuso (o leghe di piombo) nacque inizialmente negli Stati Uniti intorno al 1950, ma rapidamente venne abbandonata a causa delle difficoltà nella gestione di tale refrigerante, dovute alla sua natura corrosiva.

Nel medesimo periodo, anche l'Unione Sovietica cominciò a confrontarsi con il progetto di un reattore di questa tipologia, realizzando, tra il 1950 e il 1980, numerose facilities sperimentali cui seguirono realizzazioni di reattori-prototipo per la propulsione di sottomarini e navi militari; l'esperienza acquisita fu utilizzata, poi, anche per l'industria di potenza per la produzione di energia elettrica.

Il primo reattore test al piombo che raggiunse la criticità (1959) fu il 27/VT (70 MWt), un impianto prototipo realizzato all'Institute of Physics and Power Engineering (IPPE) in Obninsk. Esso utilizzava eutettico Pb-Bi come refrigerante, una lega U-Be come combustibile e B₄C come materiale di controllo. Questo reattore operò fino al 1976, caricando solamente due noccioli completi: il nocciolo di primo avviamento funzionò per circa 2000 ore a piena potenza, dal 1959 al 1961; nel 1966 venne caricato il secondo nocciolo che operò fino a fine-vita del reattore, per un totale di circa 3000 ore a piena potenza (pressoché il 50% della sua potenziale durata).

Il 27/VT costituì la base di partenza per lo sviluppo dei *Project 645* e *Project 705/705K* che diedero vita ai primi sommergibili nucleari *November* e *Alfa* secondo la classificazione Nato. Complessivamente, 7 sommergibili nucleari del tipo *Project 705/705K* vennero costruiti, seguendo il precedente *Project 645*.

Ulteriore sviluppo del *Project 705* fu il reattore prototipo di potenza KM-1 che fu messo in esercizio nel 1978 all'A. P. Aleksandrov Scientific Technical Research Institute (NITI) a Sornovy Bor. Esso operò fino al 1986, con uno sfruttamento complessivo del nocciolo del 105% della sua vita utile e un totale di 780.000 MWh di energia termica prodotti.

L'esperienza acquisita con il reattore-esperimento 27/VT consentì la realizzazione del primo sottomarino nucleare LFR della storia, il K-27 (*Project 645*, criticità 1962), che montava due reattori gemelli RM-1/2 da 73 MWt ciascuno, refrigerati a LBE pressurizzato a 20 kg/cm². Il nocciolo del reattore (Figura 12), di dimensioni $\varnothing = 780$ cm, h = 800 cm, conteneva 90 kg di uranio arricchito al 90% in ²³⁵U e constava di circa 3000 barrette; il combustibile era una lega intermetallica uranio-

berillio dispersa in una matrice ceramica di BeO. Il controllo del reattore era effettuato attraverso barre caricate ad esaboruro di europio (EuB_6), comandate da un sistema pressurizzato a gas. La scelta di un materiale contenente europio risultò in un elevato contenuto di attività nelle barre di controllo a causa dell'attivazione neutronica su di esso. Come mostrato da Figura 13, sia le barre di controllo normale che di emergenza erano incapsulate in tubi di acciaio penetranti il nocciolo nelle posizioni evidenziate in Figura 12.

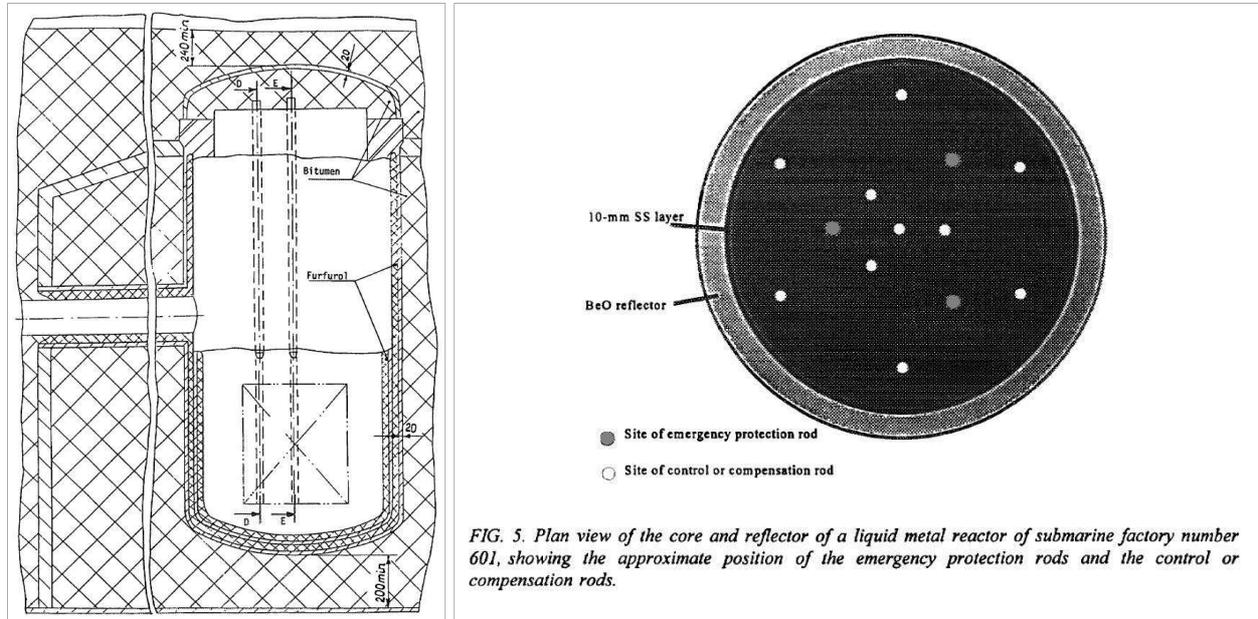


Figura 12 – Reattore RM-1: spaccato del reattore e vista in pianta nel nocciolo, con specifica delle posizioni degli elementi di controllo normale e di emergenza.

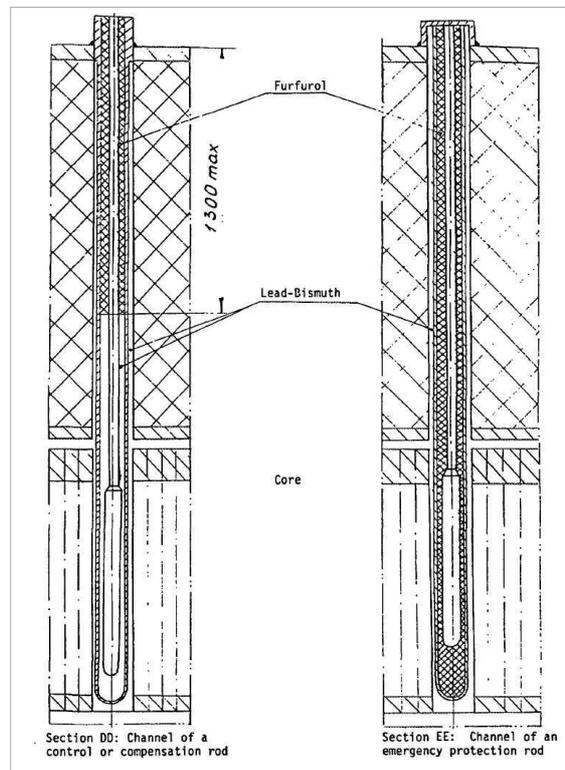


Figura 13 –Reattore RM-1: spaccato delle barre di controllo normale e di emergenza, con riferimento alle sezioni specificate in Figura 12.

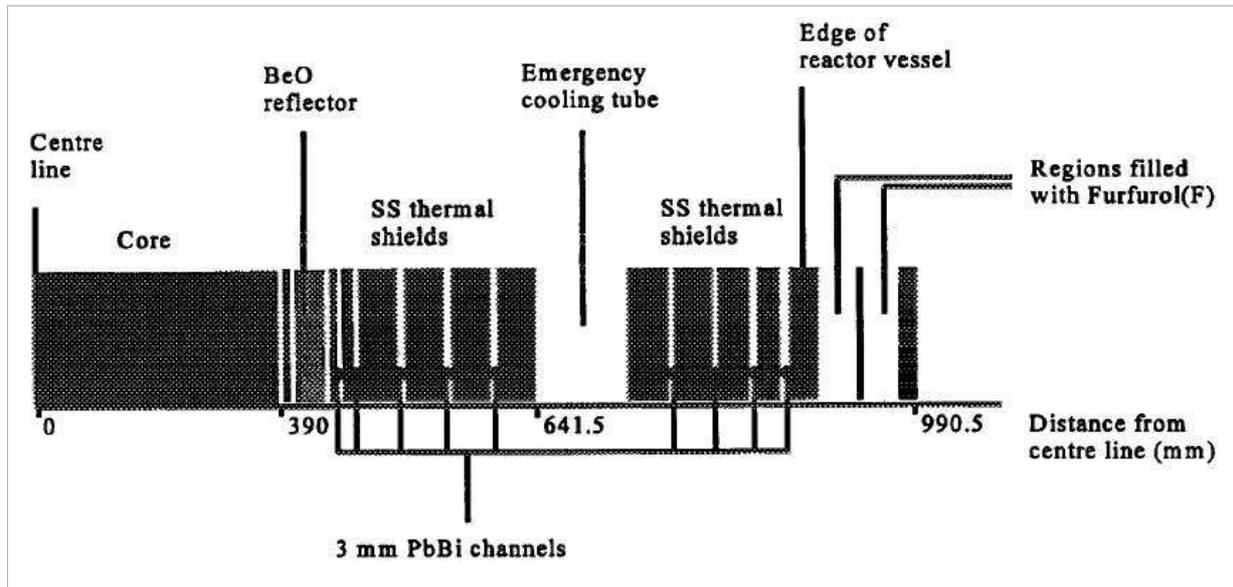


Figura 14 - Reattore RM-1: vista in sezione, con specifiche circa il riflettore, i canali di refrigerazione d'emergenza e la serie di schermi termici.

Lo sviluppo del progetto KM-1 all'Aleksandrov Scientific Technical Research Institute consentì alla Marina russa di continuare la sua impresa nucleare navale, costruendo altri sommergibili equipaggiati con singole unità tipo-KM-1: alcuni di essi rimasero operativi fino al 1996, per poi essere introdotti alle fasi di smantellamento, ancora oggi in corso.

A parte le prime sperimentazioni russe, i reattori veloci refrigerati al piombo rimasero per lungo tempo un "progetto nel cassetto" a causa delle problematiche di compatibilità dei materiali strutturali con questo refrigerante nel medio e lungo termine.

Solo recentemente si è risvegliato l'interesse per questo settore della reattoristica FR perché lo studio e la ricerca sui materiali ha consentito di sviluppare degli acciai speciali e dei rivestimenti protettivi per i normali acciai ferritici in grado di resistere all'azione corrosiva del piombo durante tutto l'arco della plausibile vita di reattore (30 ÷ 40 anni). I requisiti richiesti ai materiali impiegati nei LFR risultano:

- (1) adeguate proprietà meccaniche (resistenza, duttilità, durezza) in tutto il range di temperature, stress e dosi possibili;
- (2) adeguata stabilità dimensionale (ridotti creep & swelling) in tutto il range di temperature, stress e dosi possibili;
- (3) adeguato comportamento a corrosione e infragilimento causati dal refrigerante in tutto il range di temperature, stress e dosi possibili.

Generation	Years	Steel modification	10 ⁵ h rupture strength (MPa)	Steels	Maximum use temperature (°C)
0	1940–60		40	T22, T9	520–538
1	1960–70	Addition of Mo, Nb, and V to simple Cr-Mo steels	60	EM12, HCM9M, HT9, HT91	565
2	1970–85	Optimization of C, Nb, and V	100	HCM12, T91, HCM2S	593
3	1985–95	Partial substitution of W for Mo and addition of Cu	140	NF616, E911, HCM12A	620
4	Future	Increase W and add Co	180	NF12, SAVE12	650

Figura 15 - Evoluzione storica degli acciai ferritici/martensitici in uso nell'industria di potenza.

Nel corso degli anni, a partire dal 1960, un'intensa attività di R&D, ha consentito di migliorare progressivamente le caratteristiche degli acciai in uso nell'industria di potenza, come mostrato in Figura 15. Ancora molto resta da fare, ad esempio relativamente agli acciai per i reattori a gas ad alta temperatura (che richiedono materiali resistenti a temperature dell'ordine dei 1000° C), ma l'attuale quadro rende verosimile –rispetto al passato– l'idea di realizzare un impianto LFR di potenza operabile per i tempi normalmente richiesti da questo settore industriale. Per questo –ed anche perché i LFR si inquadrano bene negli obiettivi del GIF⁹– si è avuta recentemente una forte propensione allo sviluppo e alla realizzazione di reattori veloci al Pb/LBE.

In merito ai combustibili, molta è l'esperienza acquisita con combustibili metallici U-Pu-Zr e quelli ossidi (U, Pu)O₂, ma i primi non sono sufficientemente compatibili con il piombo mentre i secondi si ritengono non adatti a sopportare, a lungo termine, le condizioni termofisiche tipiche di un LFR; i combustibili in forma di nitrati (U, Pu)N si ritiene che possano essere un'ottima soluzione, ma è ancora insufficiente l'esperienza di irraggiamento finora acquisita.

A parte la Russia (che si trova in leggero vantaggio a causa dell'esperienza acquisita nel passato in campo militare/civile con i FR al piombo), allo stato attuale, comunque, si è ancora ben lungi dalla realizzazione su scala industriale di un LFR di potenza: ulteriori studi e prove sperimentali sulla tecnologia del refrigerante, sui materiali, sui componenti, sugli ausiliari di reattore sono richiesti al fine di acquisire l'esperienza necessaria e un know-how tale da poter realizzare i primi dimostrativi e FOAK.

[7] [8] [9] [10]

4. Stato dell'arte della tecnologia LFR

Le attuali concezioni e i progetti in corso di realizzazione nell'ambito del settore dei reattori al piombo beneficiano sia dell'esperienza acquisita da molteplici nazioni con i SFRs (Sodium Fast Reactor) sia delle sperimentazioni LBE russe in reattori navali e prototipi terrestri.

L'obiettivo condiviso, in linea con il Generation IV International Forum, è quello di realizzare un reattore surgeneratore, che sia anche bruciatore delle scorie a lunga vita, così da realizzare un ciclo chiuso del combustibile nucleare e, virtualmente, avere una disponibilità energetica "illimitata" vista la naturale abbondanza di ²³⁸U e ²³²Th, i fertili di base per attivare i cicli *breeders*.

⁹ Generation IV International Forum.

Ad oggi, comunque, nessun reattore dimostrativo a metallo liquido pesante è stato ancora realizzato, ma molteplici sono gli sforzi internazionali per raggiungere i predetti obiettivi: di seguito si descriveranno prima le caratteristiche di base di un progetto LFR; a valle, si presenteranno i progetti in corso di realizzazione.

4.1 Caratteristiche dell'ambiente "reattore"

Si ritiene fondamentale, ai fini del presente lavoro, dare un'illustrazione generale delle caratteristiche tipiche di un reattore refrigerato a metallo liquido pesante, con riferimento a quelle che influiscono direttamente sui sistemi di misura del campo neutronico e sui sistemi di controllo della criticità.

4.1.1 Il piombo nella categoria Fast Breeder Reactor

La categoria dei reattori veloci consta di SFR, LFR e GFR, ovvero soluzioni adottanti sodio, soluzioni adottanti piombo e soluzioni adottanti gas come refrigeranti; altre soluzioni, come i sali fusi sono state poco indagate e ancor meno sperimentate.

Siccome i reattori veloci refrigerati a gas sono di più recente progettazione, in buona sostanza, si può ridurre la categoria dei FR (Fast Reactor) implementati o in procinto di realizzazione a progetti refrigerati a sodio o al piombo/LBE: pertanto si ritiene significativo riportare un confronto preliminare in termini di proprietà fisiche, parametri di esercizio e caratteristiche tra questi due tipologie di refrigeranti.

	Na	Pb	LBE
ρ [g/cm ³]	0,847	10,48	10,45
T _{fusione} [K]	~370,9	~600,6	~397,6
T _{ebollizione} [K]	~1156	~2022	~1837
c _p [kJ/kg K]	1,3	0,15	0,15
ρc_p [J/m ³ K]	1,1 · 10 ⁶	1,6 · 10 ⁶	1,6 · 10 ⁶
k [W/m K]	70	16	13
v [m/s]	10	2,5	2,5

Tabella 3 - Caratteristiche di sodio e piombo refrigeranti nei reattori FBR (valori corrispondenti a 700 K).

	Aspetti positivi del piombo	Aspetti negativi del piombo
Compatibilità chimica	<ul style="list-style-type: none"> - nessun pericolo di incendio o esplosione del refrigerante per contatto con aria/acqua; - semplificazione impiantistica dovuta alla non necessità del circuito intermedio (IHX): contatto diretto tra piombo e refrigerante secondario. 	<ul style="list-style-type: none"> - necessità del controllo real-time del tenore di O₂ per limitare gli effetti corrosivi del piombo, mantenendo il più possibile inalterati i rivestimenti protettivi degli acciai ed evitare la precipitazione degli ossidi; - necessità di prevedere un sistema di rimozione dei prodotti di corrosione; - effetto di reattività positiva nel passaggio in sospensione e/o soluzione dei prodotti di

		<p>corrosione;</p> <ul style="list-style-type: none"> - contenimento della velocità del refrigerante a 2 m/s per limitare la corrosione.
Temperature	<ul style="list-style-type: none"> - alte temperature (elevata efficienza termica) senza necessità di avere elevate pressurizzazioni; - riduzione della probabilità di surriscaldamento delle guaine dovuto all'ebollizione non verosimile del piombo; - impossibilità che si verifichino colpi d'ariete e shock dovuti ad improvvise transizioni di fase del refrigerante; - il congelamento del refrigerante in caso di incidente sigilla le vie di fuga dei materiali radioattivi verso l'esterno. 	<ul style="list-style-type: none"> - inserimento di reattività positiva nel nocciolo in caso di dissoluzione dei materiali strutturali dovuta a surriscaldamento del refrigerante; - rischio di bloccaggio del refrigerante per cold-spot nel nocciolo e nelle tubazioni, a causa dell'elevata temperatura di fusione - necessità di circuiti di riscaldamento dell'impianto del reattore in fase di riempimento del primario.
Proprietà termiche	<ul style="list-style-type: none"> - l'elevata capacità termica limita gli shock dovuti ai transitori, previsti o imprevisti. 	<ul style="list-style-type: none"> - ridotto calore specifico e conducibilità termica rispetto al sodio.
Elevata densità	<ul style="list-style-type: none"> - ridotto rischio di re-criticità dopo la fusione del nocciolo a causa della densità del refrigerante comparabile con quella del combustibile; - ridotto trascinamento del gas nel refrigerante. 	<ul style="list-style-type: none"> - necessità di impiantare pompe potenti ed affidabili; - forti pesi dovuti al refrigerante, facilmente incompatibili con i requisiti sismici; - necessità di realizzare la tanca reattore, gli internals e le strutture in modo tale da sostenere adeguatamente i pesi in gioco; - possibile traslazione verso l'alto degli elementi di combustibile, più leggeri del refrigerante.
Parametri nucleari	<ul style="list-style-type: none"> - scarse sezioni d'urto di scattering inelastico e di cattura neutronica, favorevoli al breeding e agli effetti di vuoto; - maggiore sezione d'urto di scattering elastico, favorevole per i parametri di albedo del riflettore; - matrice stabile per lo smaltimento dei rifiuti radioattivi. 	<ul style="list-style-type: none"> - radioattività significativa del refrigerante dovuta alla formazione di polonio; difficoltà nella gestione della ricarica del reattore; - il refrigerante costituisce un rifiuto radioattivo a lunga vita, il che limita le possibilità di riuso dello stesso.

Tabella 4 - Aspetti positivi e negativi del piombo contro il sodio.

[11]

4.1.2 Caratteristiche neutroniche generali di un progetto LFR

Avendo il piombo e il suo eutettico Pb-Bi elevati numeri di massa, il processo di rallentamento neutronico in tali materiali è fortemente depresso, per cui l'adozione di HLMCs comporta il mantenimento di uno spettro energetico dei neutroni sufficientemente "duro".

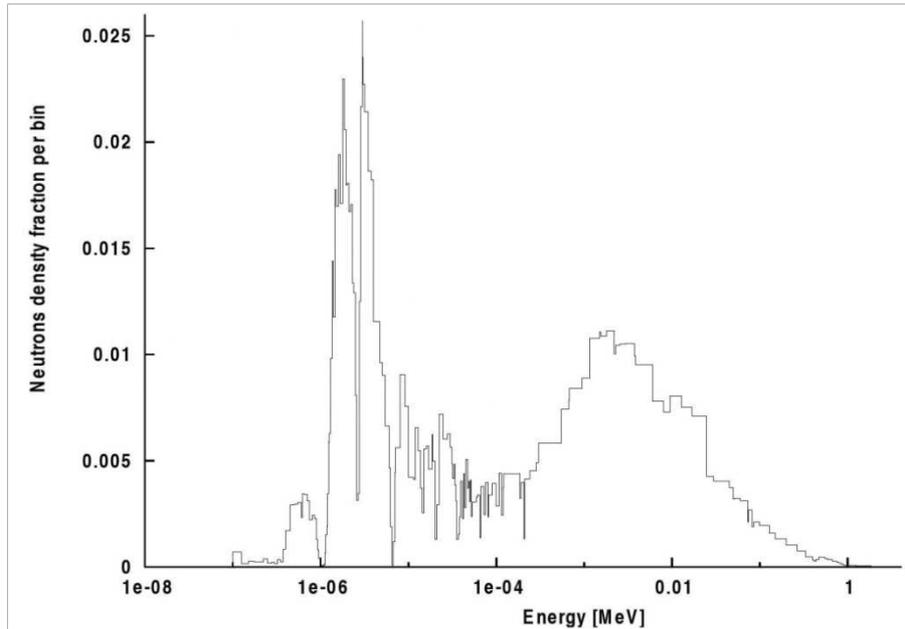


Figura 16 - Tipico spettro neutronico di reattori LFR.

Come da estratto dalla pubblicazione [9], la Figura 16 mostra lo spettro neutronico del reattore ELSY, ma con buona approssimazione lo si può considerare valido anche per l'intera categoria LFR. Tipicamente, l'energia media dello spettro risiede tra $400 \div 450$ keV, in relazione anche al tipo di combustibile utilizzato (ossidi, nitrati, metalli). Il libero cammino medio associato allo spettro presentato è di $2 \div 3$ cm, ma si può considerare questo valore di validità generale.

Si noti che c'è discrepanza tra la media visivamente stimabile della distribuzione energetica presentata in Figura 16 e quella ad essa dichiarata di $400 \div 450$ keV. Le simulazioni di seguito presentate saranno volte a verificare tali informazioni.

Le dette caratteristiche spettrali sono legate, ovviamente, alle proprietà moderanti del piombo. Ricordando che il decremento logaritmico medio per collisione legato al rallentamento neutronico è quantificabile come:

$$\xi = 1 + \frac{(A - 1)^2}{2A} \ln \frac{A - 1}{A + 1}$$

per il piombo si ha $\xi = 0,00963$. Ipotizzando un rallentamento da energia 2 MeV a 400 keV, il numero di collisioni che sarebbero necessarie in piombo sarebbero $N = \ln(2 \cdot 10^3 / 400) / \xi \cong 167$. Considerando che i moderatori si valutano anche in base alle loro sezione d'urto di scattering e assorbimento, è chiaro che il moderatore ideale è bene che abbia una buona tendenza a dar luogo a collisioni e contemporaneamente una bassissima tendenza a causare assorbimento.

$$\text{buon moderatore: } \begin{cases} \text{alto } \xi \\ \text{alto } \xi \Sigma_s \\ \text{alto } \xi \Sigma_s / \Sigma_a \end{cases}$$

Le altre due grandezze qualificanti il moderatore, riportate sopra, sono rispettivamente la potenza di rallentamento e il rapporto di moderazione: alti valori delle grandezze presentate qualificano un materiale come buon moderatore.

Il piombo non è un buon materiale moderante –com'è giusto che sia– perché presenta scarsi valori dei gruppi precedentemente presentati: pertanto nei LFR ci si aspetta uno spettro neutronico complessivamente “duro” cioè con neutroni *poco rallentati* rispetto alla loro energia iniziale.

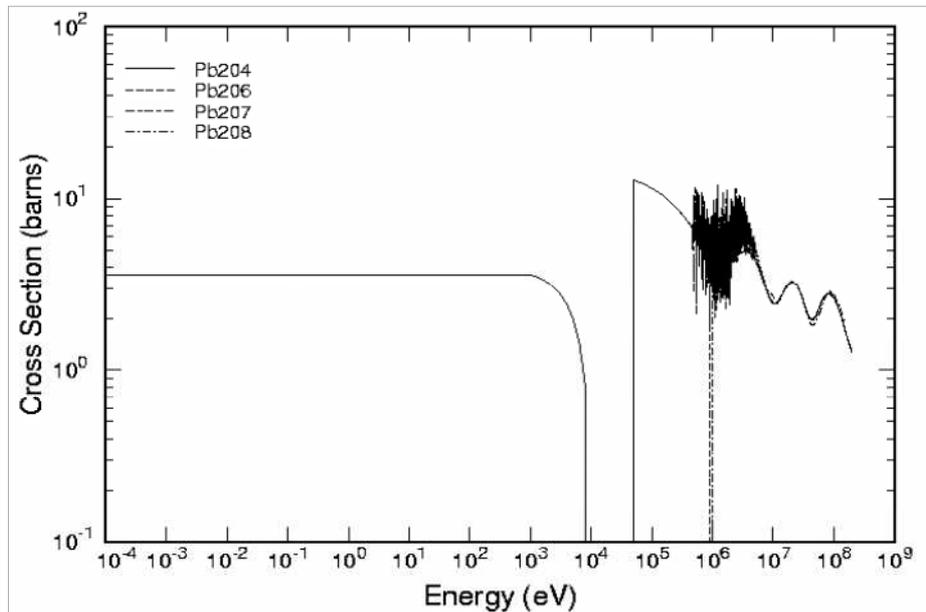


Figura 17 - Sezione d'urto di scattering elastico per gli isotopi naturali del piombo (ENDF/B-VII library).

Come è ben visibile in Figura 17, le sezioni d'urto elastiche degli isotopi del piombo naturalmente presenti sono pressoché identiche nel range di energie di interesse. Ciò non può dirsi per le sezioni d'urto di cattura radiativa, mostrate in Figura 18: va comunque evidenziato che il maggiore assorbitore (^{204}Pb) ha una abbondanza isotopica pari a 1,4%, dunque il suo effetto negativo sull'economia neutronica è limitato, così come quello degli altri isotopi. Ne segue che, complessivamente, il piombo presenta un rateo di cattura neutronica sufficientemente contenuto.

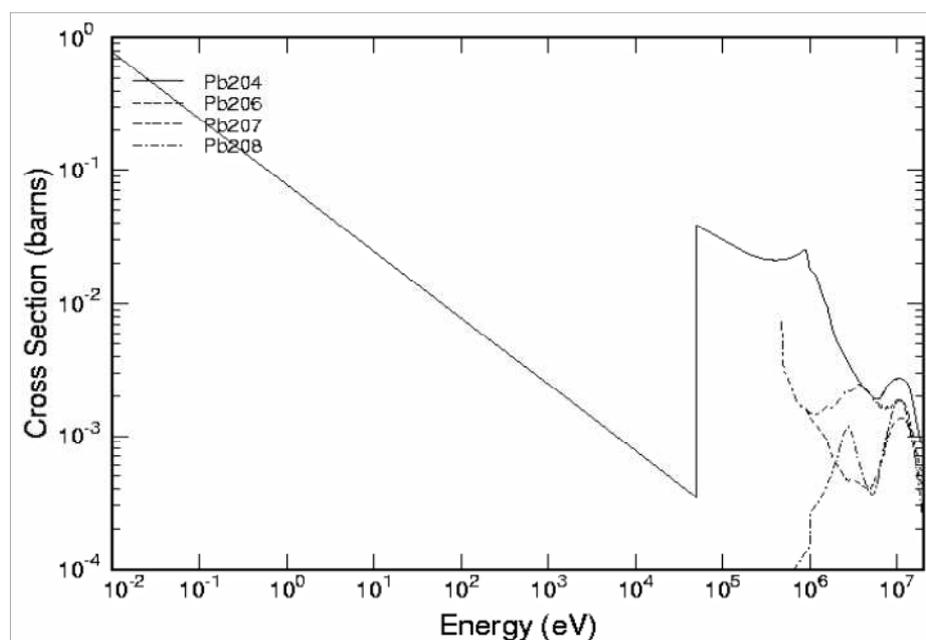


Figura 18 - Sezioni d'urto di cattura radiativa per gli isotopi naturali del piombo (ENDF/B-VII library).

In merito al comportamento neutronico del combustibile, la concezione europea degli LFR prevede l'uso di ossidi misti di U, Pu e MA (Minor Actinides, attinidi minori); le soluzioni americane tendono a preferire combustibili in forma di nitrati. L'unica eccezione a questo schema è rappresentata da EFIT (cfr. §4.3.6), il cui progetto vuole sfruttare un combustibile costituito interamente da Pu e MA (senza U, quindi) in una matrice inerte di MgO.

Al di là della matrice scelta, è importante valutare attentamente la composizione di fissili e fissionabili che si introducono nelle barrette combustibili poiché l'impatto sulla frazione di neutroni ritardati è significativa. Com'è noto, il controllo della criticità si effettua tramite i neutroni ritardati che "rallentano" le dinamiche evolutive delle escursioni di potenza del reattore e più è elevata la frazione dei neutroni ritardati, β_{eff} , più il sistema risulta sicuro e lontano dalla pronto-criticità.

Rispetto ai più che provati LWR (in cui $\beta_{eff} \sim 650$ pcm), i reattori veloci presentano minori frazioni di ritardati, dovuti all'indurimento dello spettro e all'utilizzazione di Pu come fissile: il reattore ELSY, a progetto, presenta un $\beta_{eff} \sim 370 \div 420$ pcm che si riduce a ~ 325 pcm nel momento in cui si aggiungono alla miscela combustibile anche gli attinidi minori. È evidente che il margine dalla pronto-criticità in questi sistemi è praticamente dimezzato rispetto a quello dei comprovati LWR, il che rende più verosimile tale incidente: si richiede che i sistemi di rilevamento del campo neutronico siano rapidi ed efficienti e le contromisure agiscano prontamente nell'interrompere la divergenza della reazione a catena.

In questa luce, la scelta del materiale assorbitore per il controllo del reattore è cruciale. Avendosi uno spettro neutronico veloce, i maggiori candidati sono:

- **B₄C, carburo di boro:** è quello più largamente usato nei reattori veloci. Al di là della larga disponibilità del boro e della sua facilità di fabbricazione, scegliere un sistema di controllo basato su B₄C risulta economico e di alte prestazioni visto che la cattura neutronica del ¹⁰B è significativa anche alle alte energie tipiche di uno spettro veloce, come ben visibile da Figura 19.

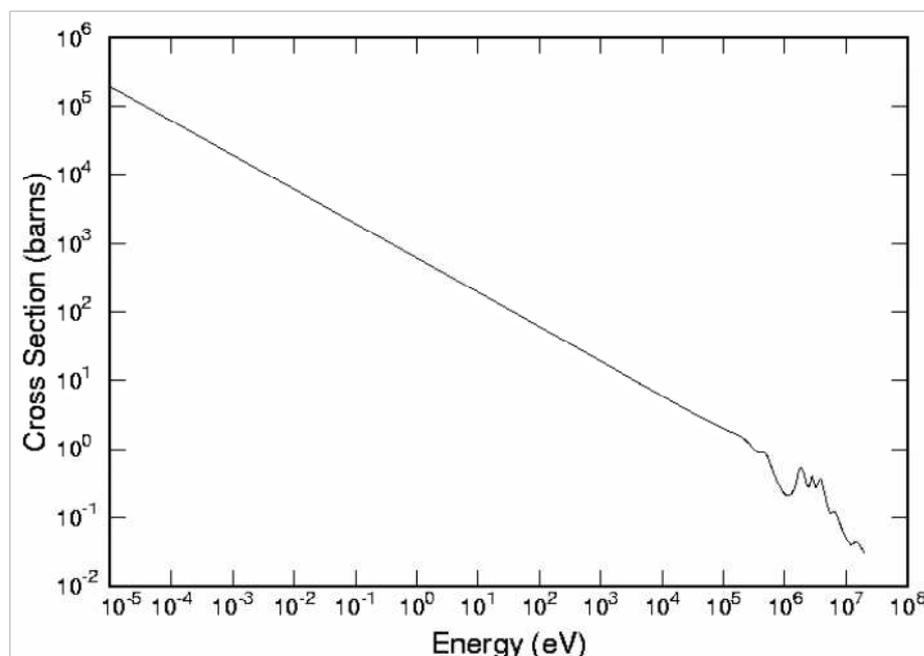


Figura 19 - Sezione d'urto di cattura radiativa del ¹⁰B (ENDF/B-VII library).

Visto che il ^{10}B è presente la 19,9% nella composizione isotopica naturale del B e che solo esso ha caratteristiche neutroniche interessanti ai fini del controllo, il B_4C è arricchito in ^{10}B fino al 90%. Si noti che le reazioni di cattura del boro producono He, pertanto le barre di controllo devono prevedere un plenum di raccolta dell'elio o un sistema di venting che prelevi in continuo o discontinuo il gas internamente formatosi.

Il carburo di boro è l'assorbitore neutronico di riferimento per i reattori veloci: si ritiene, pertanto necessario approfondire anche le sue caratteristiche fisiche e chimico-fisiche.

Esso risulta una combinazione unica di diverse proprietà che lo rendono una valida scelta in diversi settori ingegneristici: come refrattario, visto l'alto punto di fusione e la stabilità termica; come abrasivo o per rivestimenti, vista l'estrema durezza; nella balistica, vista la leggerezza abbinata alla durezza; come materiale di controllo nei reattori nucleari, data l'elevata sezione d'urto di cattura per i neutroni.

Proprietà fisiche del B_4C		
Densità	2,52	[g/cm ³]
punto di fusione	2445	[°C]
durezza Knopp 100g	29-35,8	[GPa]
durezza Vickers	31	[GPa]
resistenza alla flessione	450	[MPa]
resistenza alla compressione	> 2800	[MPa]
modulo di Young	420	[GPa]
calore specifico a 20 °C	1	[kJ/kg K]
conducibilità termica a 20 °C	40	[W/mK]
coefficiente di espansione termica	4,5	[10 ⁻⁶ /°C]
resistenza elettrica specifica a 20 °C	1	[Ω/cm]
velocità del suono	10920	m/s

Tabella 5 - Proprietà fisiche del carburo di boro.

In sintesi, si tratta di un materiale molto duro (secondo solo al diamante e al nitrato di boro), leggero, a bassa densità, resistente ad alta temperatura ad aggressioni chimiche.

[12]

- **Eutettico In-Cd:** costituito da 75% wt. In e 25% wt. Cd, esso non costituisce un'alternativa egualmente valida al carburo di boro dal punto di vista neutronico, poiché le sezioni d'urto di cattura veloce non sono altrettanto significative: a parità di dimensioni, le simulazioni effettuate per il reattore ELSY mostrano prestazioni inferiori del 14% per una barra In-Cd rispetto al riferimento (90% enriched) B_4C . Nella progettazione di grandi noccioli, la frazione volumetrica che richiederebbe tale assorbitore sarebbe significativamente maggiore rispetto al carburo di boro e, pertanto, tale materiale risulta non applicabile se non su reattori di piccole dimensioni. Un vantaggio di questa lega è il seguente: avendosi tipicamente il refrigerante a 400 ÷ 500 °C ed essendo il punto di fusione della stessa ~122,5 °C, tale eutettico sarebbe normalmente liquido ed eventuali distorsioni delle camicie d'acciaio delle barre di controllo non comporterebbero la perdita dell'effetto desiderato e pertanto l'operabilità sarebbe conservata anche in caso di incidente severo che comporti questo danneggiamento.
- **Europio:** in forma di sesquiossido, Eu_2O_3 , l'eurobio presenta delle sezioni d'urto di cattura radiativa significative per lo spettro neutronico veloce di un LFR, anche mantenendo invariata la sua composizione isotopica naturale (cfr. Figura 20).

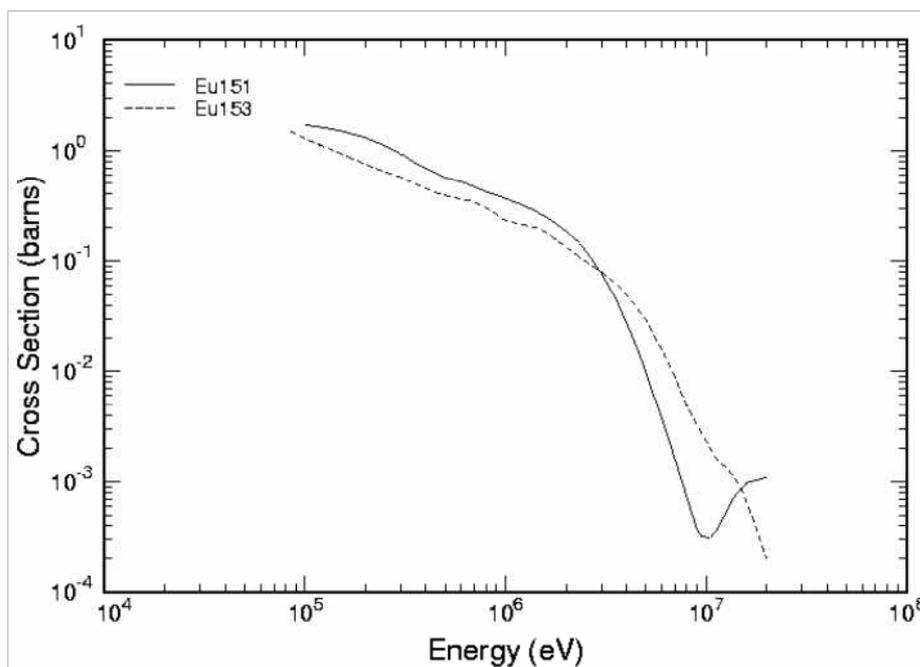


Figura 20 - Sezioni d'urto di cattura radiativa per gli isotopi naturali dell'eurobio (ENDF/B-VII library).

Rispetto al carburo di boro -che risulta senza dubbio il materiale assorbitore di riferimento- le reazioni (n, γ) dell'eurobio non creano gas come sottoprodotto, pertanto non è necessario prevedere venting o gas plenum. Inoltre, la cattura radiativa sull'eurobio produce isotopi assorbitori altrettanto efficaci e, quindi, la perdita di antireattività di una barra di controllo caricata ad ossido di eurobio è meno significativa rispetto al B_4C .

Il problema fondamentale connesso con l'eurobio è legato all'enorme attività che si produrrebbe nelle barre di controllo che, essendo esposte continuamente al flusso neutronico, diventerebbero fortemente radioattive, complicando la loro gestione al termine della vita utile.

4.1.3 Caratteristiche di interesse del progetto di un nocciolo LFR

Accanto alle peculiarità del piombo in termini di comportamento neutronico del reattore, altri aspetti tecnici vanno tenuti in considerazione nel disegno/concezione di un nocciolo LFR. È chiaro che si presenteranno di seguito quelli che interessano ai fini del presente lavoro.

Determinante nel disegno dell'impianto è la tipologia di reattore dentro il quale il nocciolo andrà ad installarsi. Le possibilità risultano:

- **reattore critico:** il nocciolo è caricato con un surplus di reattività che viene depressa attraverso le barre di controllo al fine di mantenere il sistema critico alla potenza desiderata;
- **reattore sottocritico:** il nocciolo non può costituire un insieme critico. Il mantenimento della reazione di fissione è assicurato dal bombardamento neutronico associato alle reazioni di spallazione prodotte dai protoni provenienti da una macchina acceleratrice su nuclei pesanti (come quelli del refrigerante stesso);
- **reattore adiabatico:** con questa dizione ci si riferisce ad un reattore critico capace di operare mantenendo pressoché inalterato il suo inventario isotopico, con riferimento ai transuranici di interesse e ai MA. In questo modo gli scambi e le interazioni "con l'ambiente esterno" sono ridotte al minimo, dovendo provvedere solo a fornire in input uranio naturale/depleto e ad

eliminare periodicamente i prodotti di fissione (cfr. Figura 21). Si realizza così un ciclo chiuso del combustibile on-site, promettente obiettivo promosso dal GIF.

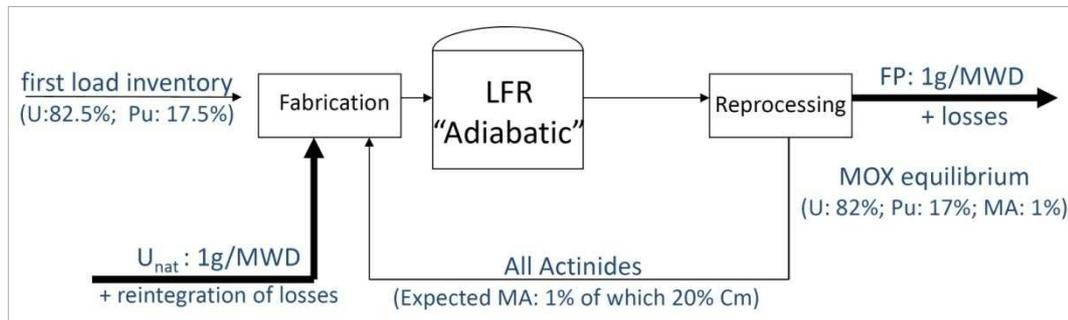


Figura 21 - Flussi di massa per il combustibile di un reattore LFR adiabatico.

Il ricorso al piombo come refrigerante comporta modificazioni nelle dimensioni tipiche di un nocciolo veloce anche in relazione alle sue proprietà fisiche e termo-fisiche. Una prima sostanziale differenza tra gli HLMC e il Na refrigerante risiede nel calore specifico, che risulta circa un decimo di quello del sodio: ciò impone larghi canali per il refrigerante, con un aumento considerevole della sua frazione volumetrica nel nocciolo e la conseguente riduzione nella densità di potenza. Questa esigenza, assieme al rischio sismico (che impone di contenere il peso del reattore), costringe a realizzare forzatamente noccioli di piccole dimensioni e, quindi, di piccola potenza rispetto alle taglie convenzionalmente in uso.

Nella realizzazione di un sistema critico, aumentare la frazione volumetrica del refrigerante nel nocciolo equivale ad aumentare la reattività nella cella: ne risulta che mediamente la reattività inserita in una “cella elementare” di reattore al piombo è più elevata di quella che si troverebbe in una analoga di reattore veloce al sodio. Tale peggioramento nell’economia neutronica è comunque compensato dalla minore cattura del piombo rispetto a quella del sodio: in ogni caso, il maggiore contenuto di reattività per cella può condurre più facilmente alla criticità locale in fenomeni di shrinking radiale del nocciolo.

Altro vincolo fondamentale risiede nel mantenere la temperatura del refrigerante sufficientemente al di sopra del suo punto di fusione (cfr. Tabella 1) al fine di evitare ostruzioni delle sezioni di passaggio e incidenti di tipo LOFA (Loss Of Flow Accident) parziale. D’altro canto, non si può portare la temperatura del refrigerante oltre i 500 °C perché sarebbero eccessivamente promossi fenomeni di corrosione degli acciai non rivestiti. Orientativamente, possono considerarsi del tutto generali temperature di ingresso/uscita pari a 400/500 °C.

Per quanto concerne la pressione di esercizio, non è richiesta pressurizzazione a fini termo-idraulici, pertanto si arriva al massimo a qualche decina di bar.

Per evitare l’infragilimento strutturale da erosione, inoltre, il flusso del refrigerante va tenuto al di sotto dei 2 m/s nei canali di nocciolo¹⁰, mentre a livello neutronico occorre mantenere l’irraggiamento delle guaine del combustibile al di sotto di fluenze dell’ordine di $4 \cdot 10^{23}$ n/cm² per energie $E > 0,1$ MeV.

[9]

¹⁰ Le larghe sezioni di passaggio del refrigerante, unitamente al regime di deflusso “lento”, promuovono il moto del fluido per circolazione naturale all’interno del vessel.

4.2 Strumentazione per il monitoraggio di reattore

L'intero impianto nucleare, ed in particolare il reattore, vanno tenuti costantemente sotto controllo al fine di mantenere un stato di funzionamento stabile e sicuro.

I tre parametri che, generalmente, si identificano come i più critici sono:

- flusso neutronico;
- temperature del refrigerante primario, guaine e combustibile;
- pressione del refrigerante primario.

È chiaro che, a seconda del tipo di impianto, potranno esservi anche altre grandezze da sorvegliare, come il flusso del refrigerante o le sue frazioni di vuoto nel deflusso lungo i canali del nocciolo; trascinarsi di gas in fase liquida, vortici, etc. In questa sede si è scelto di concentrare l'attenzione solo sui parametri precedentemente elencati.

4.2.1 Monitori di flusso neutronico

Com'è noto, il flusso neutronico è la grandezza principale del controllo del reattore nucleare, essendo ad essa associata la potenza termica generata dalle reazioni di fissione.

In condizioni di funzionamento normale, la misura del flusso neutronico consente di mantenere la criticità del reattore, compensando l'antireattività prodotta dall'aumento del burn-up del combustibile con l'estrazione controllata delle barre di controllo. Poiché il nocciolo è caricato con un surplus di reattività al fine di consentire un ciclo di irraggiamento di un certo tempo (nell'ordine di qualche anno), è possibile che all'interno del pressure vessel vengano a crearsi degli *hot-spot*, ovvero dei punti in cui, in maniera del tutto anomala, si ha una criticità locale¹¹. Considerando che, nella gestione della criticità, è cruciale il tempo di intervento (cioè il tempo di prelievo/inserimento dell'antireattività con le barre di controllo), è evidente la necessità del monitoraggio locale *real-time* del flusso neutronico nel nocciolo, così da mettere in pratica le azioni di controllo con sufficiente rapidità.

Le esigenze predette si traducono operativamente in due sistemi di monitoraggio neutronico del nocciolo:

- *monitoraggio esterno*: consiste nella misura del flusso neutronico *out-of-core*, e può essere effettuata all'interno della tanca del reattore (con sonde immerse nel refrigerante) o all'esterno di essa (con sonde in aria o gas inerte);
- *monitoraggio interno*: consiste nella misura del flusso neutronico *in-core*, cioè tra gli elementi di combustibile o dentro di essi, mediante pin strumentate o sonde poste in posizioni sostituenti qualche barretta combustibile. Oltre che una distribuzione radiale variamente fitta, è necessario prevedere anche una distribuzione a diverse altezze delle sonde, così da rilevare anche variazioni in senso assiale.

¹¹ Questa problematica è tanto più vera quanto più i noccioli dei reattori sono estesi: difatti, si ha la tendenza a progettare dei noccioli "disaccoppiati", dove questa dicitura vuole intendere che l'eccesso di reattività è talmente elevato –per allungare il ciclo di irraggiamento– che sono sufficienti pochi elementi a costituire un insieme critico. In queste condizioni, si può vedere il nocciolo come un insieme di noccioli più piccoli e disaccoppiati fra loro, nel senso che ciò che accade ad un particolare insieme, non ha influenza sugli altri. Questa condizione è pericolosa se non si progetta adeguatamente il sistema di controllo della reattività visto che è molto probabile la criticità locale, e ciò è tanto più vero quanto più è elevato l'arricchimento del combustibile.

Nei reattori veloci, il cui arricchimento medio in fissile è dell'ordine delle decine percentuali, è molto temuto questo fenomeno, perché è sufficiente una variazione geometrica di restringimento radiale del nocciolo o di parte di esso a comportare una divergenza verso la pronto-criticità.

Chiaramente, a seconda del tipo di monitoraggio e delle modalità con cui si sceglie di effettuarlo, si propenderà per un certo tipo di strumento o un altro, in relazione allo scopo da perseguire con esso e alle caratteristiche termo-fisiche della posizione che esso andrà ad occupare. Si ricordi, infatti, che a seconda del range di potenza del reattore (e del campo neutronico, quindi), varia il campo gamma e pertanto sarà necessario adottare tutti gli accorgimenti strumentali necessari atti a non confondere la radiazione fotonica con quella neutronica:

- allo START-UP: il fondo gamma è predominante; conviene utilizzare i rivelatori in *pulse mode*;
- nell'INTERMEDIATE RANGE: fondo gamma e campo neutronico sono confrontabili; gli elevati flussi neutronici impongono il passaggio al *current mode* per i rivelatori, mentre la discriminazione gamma è realizzata “a camera compensata”; alternativamente, è adottabile anche una utilizzazione in *Campbell mode*;
- nel POWER RANGE¹²: fondo gamma trascurabile rispetto al campo neutronico; rivelatori ancora in *current mode*.

Allo stato attuale, visto che nessun reattore al piombo di taglia industriale è mai stato realizzato, il riferimento per la strumentazione *in-core* e *out-of-core* è costituito dalle soluzioni implementate nella più investigata categoria SFR, che può vantare soluzioni reattoristiche su vasta scala già realizzate. SFR e LFR presentano condizioni termo-fisiche paragonabili, mentre differiscono sensibilmente nella chimica del refrigerante, essendo il sodio molto più reattivo del piombo: ne consegue che gli strumenti adottati per un reattore al sodio sono tecnicamente validi anche per un reattore LFR, salvo che per una eventuale revisione dei materiali strutturali delle sonde, al fine di limitare gli effetti corrosivi del piombo.

Generalmente, per la misura del flusso neutronico *out-of-core* si adottano rivelatori al BF₃ o camere a fissione; per la misura *in-core* si adoperano le sole camere a fissione, più adatte agli elevati flussi e maggiormente resistenti alle alte temperature. Per questo di seguito si concentrerà l'attenzione su queste.

Nel controllo e nella gestione dei reattori veloci, le camere a fissione ad alta temperatura sono le maggiori candidate a funzionare nelle condizioni di nocciolo tipiche di un reattore FR. In particolare, esse hanno/possono avere i compiti di:

- mappatura locale del flusso neutronico;
- verifica di integrità dei materiali di guaina;
- misura del “peso” delle barre di controllo;
- monitoraggio all'estrazione di un elemento di combustibile esausto o all'inserzione di un elemento combustibile fresco;

Dal 1970, un consorzio di ricerca e qualificazione promosso dal CEA, in collaborazione con Philips Photonics e lo staff di PHENIX e SUPERPHENIX, ha studiato, sviluppato e realizzato i primi prototipi di camere a fissione per le dette applicazioni nei reattori veloci, insieme a tutta la relativa elettronica.

Furono sviluppati tre tipi di rivelatori, ottimizzati per il funzionamento in *pulse mode*:

- CFUE type: sensibilità di 0,01 cps/[n/cm²s];
- CFUD type: sensibilità di 0,1 cps/[n/cm²s];
- CFUC type: sensibilità di 1,0 cps/[n/cm²s].

¹² Generalmente, nel POWER RANGE la strumentazione di misura del flusso neutronico è parte integrante del sistema di sicurezza, pertanto si richiedono sistemi semplici e di elevata affidabilità. Per questo è necessario utilizzare rivelatori robusti, evitando elettroniche e logiche di combinazione dei segnali troppo complesse al fine di non incorrere in situazioni di “falso positivo” e dare scram al reattore quando non effettivamente necessario.

di cui tutti i prototipi furono testati nel reattore sperimentale di Saclay, con l'obiettivo di dimostrare la capacità di funzionamento e resistenza di questi dispositivi nelle sfavorevoli condizioni di reattore. La sperimentazione riportò i seguenti effetti dell'alta temperatura sulla componentistica dei rivelatori:

- (1) riduzione della capacità isolante dell'isolamento ceramico dell'anodo;
- (2) produzione di scariche spurie sulla superficie dell'isolante ceramico dovute dell'elevata differenza di potenziale, causanti segnali simili a quelli prodotti dai neutroni;
- (3) rilascio di gas da parte del corpo metallico della sonda, e conseguente contaminazione del gas di riempimento;
- (4) combinazione di gas (azoto, ad esempio) con i materiali della sonda;
- (5) infragilimento del corpo metallico della sonda e del supporto di sostegno dell'anodo, con conseguente difficoltà nella realizzazione di dispositivi miniaturizzati.

Gli effetti degli alti campi di radiazione gamma e neutronica risultarono in:

- (6) produzione di correnti parassite nei cavi e nei materiali isolanti;
- (7) incremento dei fenomeni di rilascio di gas da parte dei materiali strutturali e maggiore combinazione dei gas presenti con i materiali del rivelatore.

Le problematiche evidenziate (1)-(7) risultavano tanto più significative all'aumentare della sensibilità del sonda. Difatti, per sensibilità di $0,01 \div 0,1 \text{ cps}/[\text{n}/\text{cm}^2 \text{ s}]$ e un tempo di acquisizione di 100 ns, era sufficientemente semplice costruire un dispositivo a due elettrodi riempito di argon puro, come quello in Figura 23. Si dimostrava più difficile realizzare un sistema a maggiore sensibilità viste le necessità di:

- incrementare la quantità di uranio presente, aumentando lo spessore degli strati o aumentando il numero di elettroni: problemi di dimensioni, ingombro e complicazione strutturale della sonda;
- incrementare la distanza inter-elettrodo (per motivazioni meccaniche), con conseguente riempimento in Ar-N, per ridurre il tempo di acquisizione in *pulse mode* e aumentare leggermente la sensibilità dello strumento rispetto all'argon puro.

In merito ai materiali, si scelse Inconel 600 per gli elettrodi e il corpo del rivelatore, allumina per le parti isolanti e le chiusure, acciaio inox come schermo per i cavi di alta tensione e di segnale.

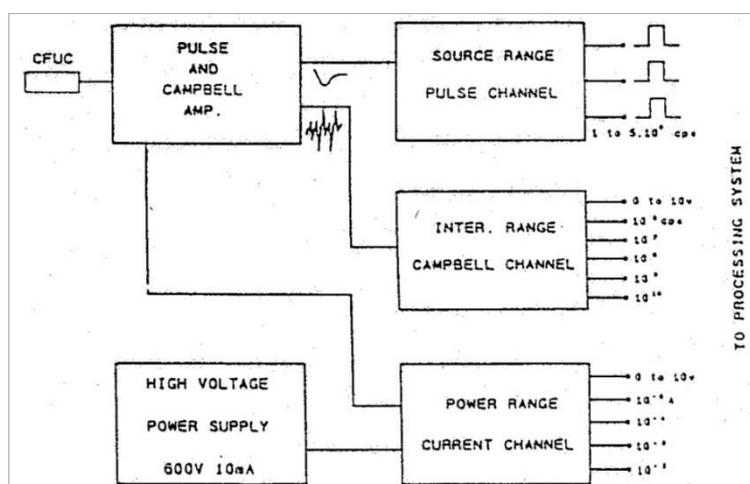


Figura 22 - Configurazione del sistema di acquisizione dei segnali dalle camere a fissione in relazione ai diversi livelli di potenza del reattore.

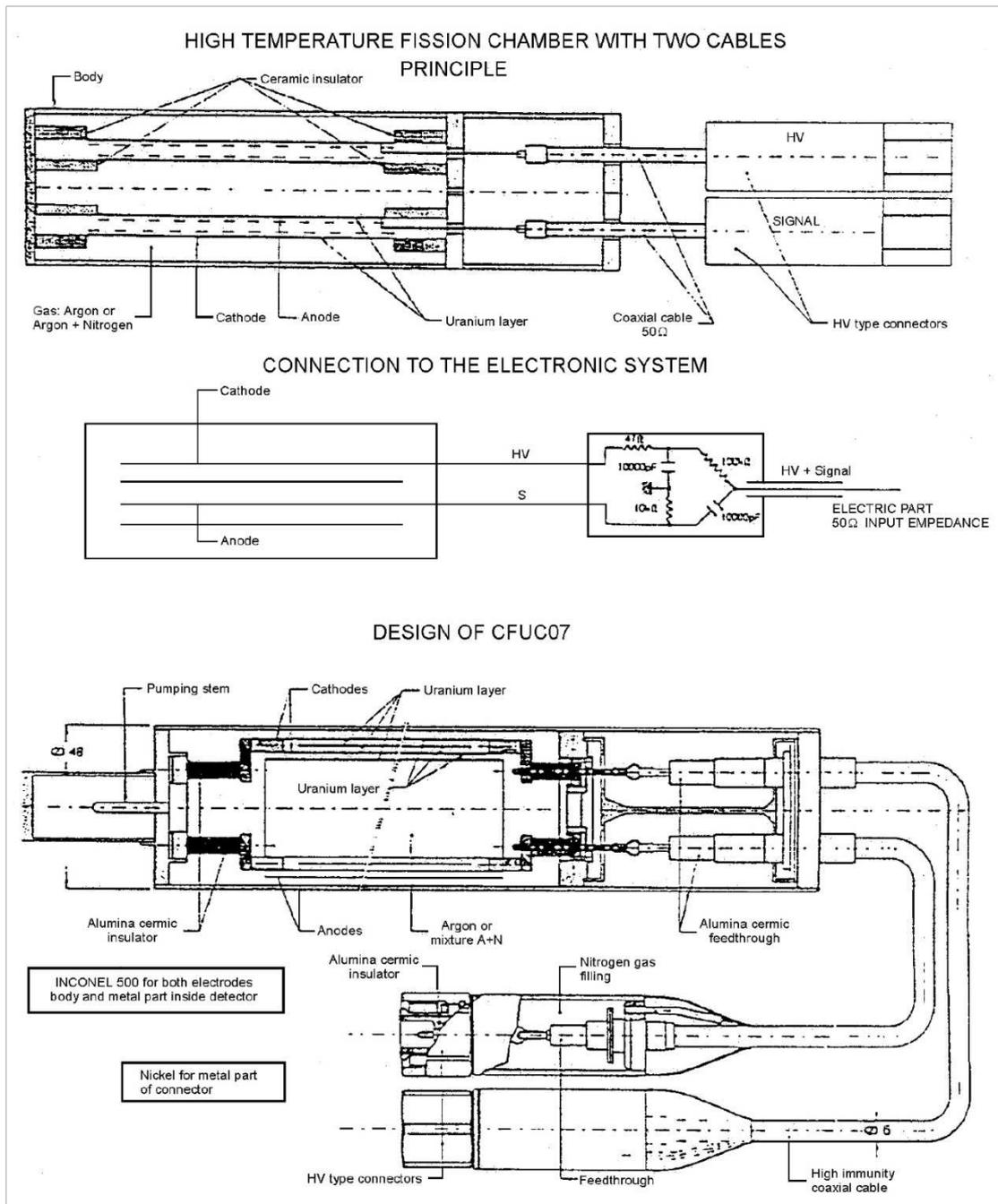


Figura 23 - Layout di una camera a fissione a bassa sensibilità.

Figura 22 e Figura 23 mostrano lo schema di elaborazione dei segnali dalle camere a fissione e la configurazione di massima di una camera a fissione.

Disegni più moderni di camere a fissione prevedono strutture più complesse e integrate con rivelatori in colonna montati in serie uno sull'altro: questo tipo di costruzione consente di analizzare un nocciolo a tratti discreti in senso assiale, andando a rilevare un profilo di flusso neutronico *real-time* (cfr. Figura 24).

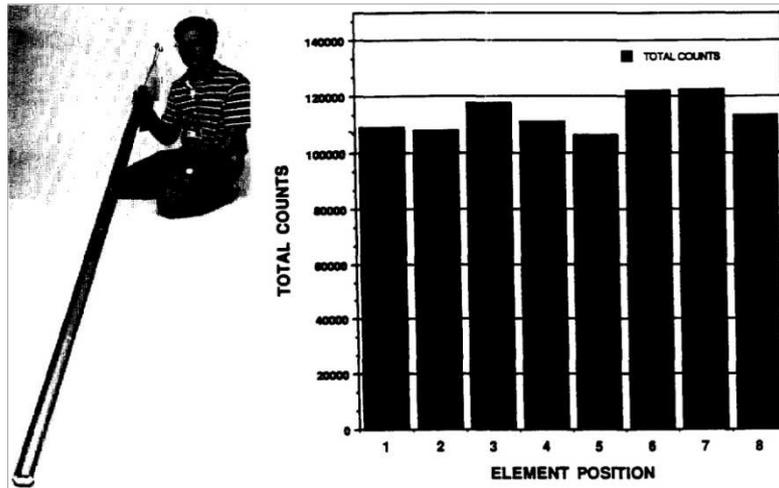


Figura 24 - Barra strumentata costituita da 8 camere a fissione poste una sull'altra per la misura delle variazioni assiali del flusso neutronico.

Riempimenti con misture Ar-CF₄ (80% Ar, 20% CF₄) consentono di tagliare i tempi di acquisizione in *pulse mode*, avendo maggiori velocità di deriva per gli elettroni ed ottime sensibilità (12,5 cps/[n/cm² s]), sebbene il CF₄ si deteriori significativamente per fluenze nell'ordine di 10¹⁵ ÷ 10¹⁶ n/cm²: ne segue che un tale rivelatore è maggiormente prestante, ma adatto a bassi flussi.

In ogni caso, la sensibilità della camera a fissione può essere incrementata senza problemi se non si hanno costrizioni circa il diametro dello rivelatore, considerando che risulta sufficiente aumentare il materiale sensibile, che solitamente è ossido di uranio arricchito a ~100% in ²³⁵U.

Un disegno moderno [13] di una camera a fissione per applicazioni LFR potrebbe avere i seguenti parametri:

Caratteristiche nucleari a 20 °C			
Sensibilità ai neutroni termici:	<i>pulse mode</i>	1	cps/[n/cm ² s]
	<i>Campbell mode</i>	4 · 10 ⁻²⁶	A ² /[Hz n/cm ² s]
	<i>current mode</i>	2 · 10 ⁻¹³	A/[n/cm ² s]
Sensibilità gamma		7 · 10 ⁻⁹	A/Gy·h
Flusso massimo in <i>pulse mode</i>		10 ⁶	n/cm ² s
Limiti di esposizione	neutroni termici	max 2 · 10 ¹⁹	n/cm ²
	dose gamma	max 10 ⁹	Gy
	rateo di dose gamma	max 10 ⁴	Gy/h
Caratteristiche fisiche e meccaniche			
Materiali strutturali:	camicia, elettrodi isolante brasatura	Inconel (Co < 0,05%) Al ₂ O ₃ NiCuAu	
Materiale sensibile:	uranio arricchito	> 90%	% ²³⁵ U
	massa	1,4	mg/cm ²
Gas di riempimento	Argon-Azoto	96%/4%	%Ar/%N
	pressione	4	atm
Dimensioni nominali	diametro	48	mm
	lunghezza	372	mm
	lunghezza sensibile	230	mm
Condizioni operative limite	temperatura max	600	°C
	vibrazioni (60 Hz, amp. ±1,5)	200	m/s ²

Tabella 6 - Caratteristiche della camera a fissione out-of-core Photonis CFUC07.

Caratteristiche nucleari a 20 °C			
Sensibilità ai neutroni termici:	<i>pulse mode</i> <i>Campbell mode</i> <i>current mode</i>	10 ⁻³ 4 · 10 ⁻²⁹ 10 ⁻¹⁶	cps/[n/cm ² s] A ² /[Hz n/cm ² s] A/[n/cm ² s]
Sensibilità gamma		10 ⁻¹⁰	A/Gy·h
Flusso massimo	<i>pulse mode</i> <i>Campbell mode</i> <i>current mode</i>	10 ³ ÷ 10 ⁸ 10 ⁷ ÷ 3 · 10 ¹² 10 ⁹ ÷ 10 ¹³	n/cm ² s n/cm ² s n/cm ² s
Limiti di esposizione	neutroni termici dose gamma rateo di dose gamma	max 2 · 10 ¹⁹ max 10 ⁹ max 10 ⁴	n/cm ² Gy Gy/h
Caratteristiche fisiche e meccaniche			
Materiali strutturali:	camicia, elettrodi isolante brasatura		Acciaio INOX (Co < 0,05%) Al ₂ O ₃ Rame
Materiale sensibile:	uranio arricchito massa	> 90% 0,1	% ²³⁵ U mg/cm ²
Gas di riempimento	Argon pressione	100 9	%Ar atm
Dimensioni nominali	diametro lunghezza lunghezza sensibile	7 150 56	mm mm mm
Condizioni operative limite	temperatura max vibrazioni (60 Hz, amp. ±1,5) shock (asse perpendicolare)	600 200 500	°C m/s ² m/s ²

Tabella 7 - Caratteristiche della camera a fissione in-core Photonis CFUE32.

L'introduzione delle sonde anche all'interno del nocciolo il più delle volte richiede una loro spinta miniaturizzazione, sebbene questa operazione riduca la sensibilità della camera, poiché il funzionamento dello strumento è tanto migliore quanto più lo strato fissile è sottile rispetto alle dimensioni complessive: considerando che le applicazioni *in-core* possono richiedere diametri dell'ordine di 10 mm o inferiori, e dovendo porre all'interno della camera a fissione sufficiente materiale sensibile ad assicurare una certa durabilità, appare chiaro che risulta difficile mantenere la condizione di "strato sottile" rispetto alle dimensioni della camera quando si realizza una soluzione con elettrodi sviluppati come cilindri in senso assiale.

Un disegno alternativo è rappresentato dalle camere a piatti piani paralleli, in cui gli elettrodi sono dei dischi posti in direzione normale rispetto all'asse del rivelatore, cosicché -visto che ci sono limiti meno stringenti nelle dimensioni assiali- la distanza inter-elettrodo si riesce a gestire a piacimento. In *pulse mode* questa tipologia di camere a fissione è costruita con diametri variabili in un range da 5 a 50 mm con una sensibilità tra 0,003 ÷ 0,5 cps/[n/cm² s]. Le applicazioni in *current mode* sono meno frequenti e pertanto si tende a realizzare dei dispositivi su commissione, ottimizzandoli caso per caso a seconda delle specifiche del committente.

Le moderne camere a fissione hanno sensibilità gamma molto contenute il che consente di utilizzarle per misurare campi neutronici anche in concomitanza di forti campi gamma: ad esempio, un rivelatore con uno strato fissile di 100 cm² funziona egregiamente anche in presenza di livelli di radiazioni gamma di 10⁵ R/h .

In merito ai materiali, generalmente si sceglie un acciaio inox (o leghe maggiormente resistenti alle alte temperature) per il corpo della camera; per l'isolante e le chiusure si opta per materiali ceramici

resistenti alle radiazioni; il materiale sensibile è ^{235}U per la rivelazione dei neutroni termici, ma sono possibili anche ^{238}U e ^{232}Th per la misura di neutroni ad alta energia (la fissione veloce di questi isotopi è possibile solo per $E > 1,2 \text{ MeV}$). In teoria, si potrebbero utilizzare anche altri materiali come strati sensibili, ottimizzando così lo strumento a seconda del range energetico che si vuole misurare.

Si ritiene fondamentale sottolineare che il materiale sensibile prescelto per rivestire l'elettrodo è la chiave per la sensibilità della camera e –conseguentemente– per la qualità del segnale che si va a rilevare. Utilizzare un rivestimento ad ^{235}U per il monitoraggio di un core PWR è cosa ben diversa che misurare un flusso FR veloce con ^{238}U perché esiste un cambiamento sostanziale nelle sezioni d'urto dei materiali: difatti, la *cross-section* di fissione veloce è ridotta di $200 \div 300$ volte rispetto alla corrispettiva termica dell' ^{235}U e questo causa prestazioni dello strumento completamente diverse. Anche se si utilizzasse un rivelatore ad ^{235}U per la misura di un flusso veloce, il risultato sarebbe egualmente insoddisfacente rispetto alle prestazioni “termiche”, a meno che non si ponga attorno al rivelatore un materiale moderante che vada a ridurre l'energia dei neutroni rendendo maggiormente probabile la reazione (n, fissione): occorre essere bene attenti, però, perché introdurre intenzionalmente materiale moderante dentro un reattore veloce è una scelta che va sempre ben ponderata, considerando gli arricchimenti in gioco e il pericolo di una criticità locale. In più vi è anche il problema termico, perché in genere i materiali moderatori sono leggeri e poco resistenti alle alte temperature. Chiaramente, rivelare neutroni veloci attraverso la moderazione di questi, nell'ambito dei reattori veloci è un problema meno sentito per la rivelazione *out-of-core* mentre è molto significativo nel caso della rivelazione *in-core* per le problematiche dette.

Il gas di riempimento è sempre Argon, con qualche % di N_2 , ad una pressione di $3 \div 5$ bar.

Nell'operare una camera a fissione occorre tenere presente che l'uso di isotopi radioattivi come materiali sensibili comporta anche segnali spuri dovuti al naturale decadimento α di questi: nello strumento vengono ad instaurarsi le cosiddette *alpha currents* causate dalla ionizzazione del gas di riempimento da parte di queste particelle. Se in *pulse mode* queste correnti spurie sono facilmente bypassabili dal circuito di analisi di segnale adottando una discriminazione passa-alto, ciò non può dirsi in una utilizzazione in *current mode* in cui le *alpha currents* sono parte integrante del segnale utile proveniente dalla sonda. Va detto, però, che questo fondo è tanto meno influente quanto più è elevato il flusso neutronico che il rivelatore va a misurare: in caso di reattore in *power range*, le *alpha currents* sono più che trascurabili; nell'*intermediate range* occorre verificare l'effettiva capacità di rivelazione della camera.

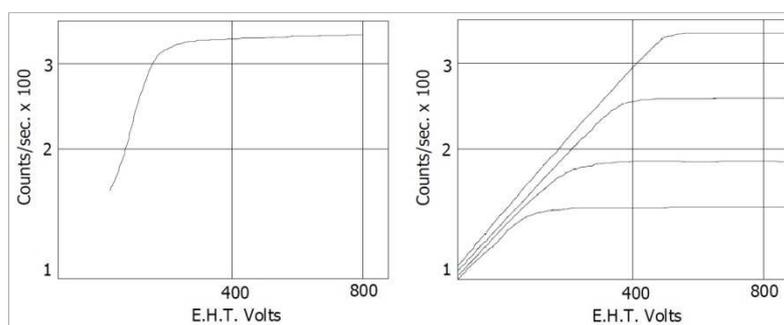


Figura 25 - Tipici andamenti di plateau di camera a fissione in pulse/current mode.

Come tutti i rivelatori a gas, anche la camera a fissione presenta un andamento cps/HV a plateau (Figura 25 – sinistra): sono sufficienti poche centinaia di volt per raggiungere la saturazione in relazione alla costruzione della camera. Si immagina ora, di considerare un unico rivelatore e di esporlo ad un flusso neutronico costante ma variabile a gradini: all'aumentare del flusso neutronico si

osserva uno spostamento in avanti del valore HV di inizio plateau (Figura 25 – destra): è necessario che lo strumento operi sempre in saturazione, per cui andrà scelta una tensione di funzionamento per la quale si verifichino sempre queste condizioni, indipendentemente dall'entità di flusso neutronico che si andrà a misurare, sia che si operi in *pulse mode* che in *current mode*.

Per quanto concerne i normali rivelatori a gas utilizzati nell'ambito dei reattori veloci, quelli maggiormente usati nel passato risultano essere i contatori proporzionali al trifluoruro di boro, a causa del loro basso costo, semplicità costruttiva ed elevata affidabilità. Per lo più si trattava di applicazioni di rivelazione *out-of-core* sia *in-vessel* che *ex-vessel*, visti gli ingombri, le molto più elevate tensioni di alimentazione e la maggiore sensibilità gamma rispetto alle camere a fissione. Difatti, le eccellenti caratteristiche di rivelazione di questi rivelatori si ottengono combinando una elevata efficienza con una opportuna discriminazione gamma.

I BF_3 possono essere impiegati per la misura di campi neutronici in presenza di un campo gamma fino a 100 R/hr, con un rateo di conteggio massimo di 10^5 cps. La vita utile prevista per questa tipologia di strumenti è di 10^{17} n/cm², che corrisponde ad un deterioramento della sensibilità nominale del rivelatore del ~10%.

Costruttivamente il rivelatore è semplice e facilmente realizzabile, essendo un condensatore riempito di gas come dielettrico. Trattandosi di un proporzionale a gas, molta cura va messa nella costruzione del filamento interno (anodo) perché dalla qualità della sua fattura dipendono le caratteristiche di moltiplicazione elettronica della carica liberatasi per la ionizzazione primaria del gas ad opera della radiazione. La moltiplicazione di carica è legata anche alle dimensioni esterne (catodo) ed è molto sensibile alla tensione di alimentazione, e pertanto deve aversi molta cura nel fornire allo strumento una alta tensione costante. Generalmente si adottano fattori di moltiplicazione tra $10 \div 40$; sono possibili anche valori di $40 \div 100$ per brevi periodi di misura, ma questi limitano significativamente la vita dello strumento.

Il riempimento in trifluoruro di boro è realizzato a pressioni sub-ambientali fino a 700 mm Hg perché il BF_3 è corrosivo e, pertanto, all'atto della fessurazione della camera non si corre il pericolo che fuoriesca il gas. Riempimenti a pressioni più elevate (fino a 5,5 atm) si realizzano solo per specifiche applicazioni, laddove la fessurazione dello strumento non comporta un danno diretto all'uomo. Tipicamente si adottano arricchimenti in ^{10}B al 96%, per avere le massime efficienze a parità di caratteristiche costruttive, ma sono possibili anche arricchimenti intermedi o composizione isotopica naturale per il boro. L'efficienza è massima per neutroni termici, laddove la sezione d'urto di cattura del boro assume i valori più significativi; è possibile, tuttavia, rivelare neutroni tra $0,025 \div 10^3$ eV, con efficienze decrescenti con l'energia con andamento E^{-1} .

Le caratteristiche e le prestazioni di questi rivelatori sono fortemente legate alle condizioni ambientali in cui essi si trovano ad operare, con speciale riguardo alla temperatura: a 100 °C lo strumento può essere operato in continua per diversi mesi senza che sia osservabile alcun apprezzabile deterioramento. Sono possibili funzionamenti a temperature più elevate (fino a massimo 200 °C) ma sono da attendersi decadimenti di prestazione: l'elemento più sensibile all'elevata temperatura è l'isolante dell'anodo. Per superare questo limite si è proposto un nuovo tipo di rivelatore per neutroni che sfrutta il boro come materiale sensibile, alla stregua di una camera a fissione, con il catodo rivestito di materiale borato e riempimento in Ar o CO_2 (BLNC – Boron Lined Neutron Counter). La sensibilità ai neutroni di un siffatto rivelatore è simile ad un BF_3 di dimensioni simili, ma le caratteristiche sono complessivamente peggiori.

I proporzionali al BF_3 possono essere usati allo *start-up* del reattore o nella parte bassa dell'*intermediate range*, se sono calati all'interno del nocciolo del reattore. Al crescere del livello di potenza, essi vanno retratti e posti in posizione di riposo al fine di prevenire l'eccessiva attivazione del corpo del rivelatore. Al momento opportuno, nel calo di potenza alla fermata di reattore, essi potranno esser reintrodotti in opportuna posizione.

A superare i limiti dei BF₃ e dei Boron Lined Counter, in termini di temperatura massima sopportabile (200 °C per i primi e 250 °C per i secondi), troppo elevate tensioni di esercizio ed efficienza, sono utilizzabili proporzionali a gas riempiti ad ³He, costruttivamente simili ai proporzionali al trifluoruro di boro, ma più efficienti (maggiori sezione d'urto e pressione di riempimento) e per questo richiedenti minori tensioni di esercizio per dar luogo alle stesse prestazioni. Anche con essi, comunque, non risulta possibile spingersi oltre i 250 ÷ 300 °C, al fine preservare lo strumento ed assicurargli una vita utile significativa.

Concludendo, può quindi affermarsi che le applicazioni di rivelazione neutronica ad alta temperatura (come nei LFR) richiedono l'adozione di camere a fissione, di gran lunga gli strumenti maggiormente resistenti e prestanti nei campi termico e di radiazioni presenti nel nocciolo questi reattori.

[14] [15] [16] [13] [17] [18] [19]

4.2.2 *Monitori di temperatura*

La temperatura è un parametro strettamente collegato al flusso neutronico e al regime fluidodinamico che si instaura nel nocciolo. L'aumento eccessivo del rateo di reazioni di fissione o il decremento del coefficiente di scambio termico globale sono causa di un innalzamento della temperatura del refrigerante e di tutti i materiali presenti nel nocciolo.

Evidentemente, le capacità strutturali e l'integrità dei materiali variano con la temperatura e pertanto è necessario mantenere questo parametro entro intervalli abbastanza contenuti, anche per far sì che il pressure vessel (con tutti i suoi internals) sia in grado di funzionare adeguatamente per tutto l'arco della vita utile prevista a progetto.

In condizioni normali, l'interesse del sistema di controllo è quello di ottimizzare i processi e le dinamiche (tipicamente, le variazioni giornaliere di potenza o gli spegnimenti programmati per manutenzione o sostituzione del combustibile) in modo tale da comportare il minore stress possibile ai materiali: pertanto si fa in modo che le temperature varino lentamente, così da preservare la struttura cristallina dei materiali al meglio possibile.

In condizioni anomale (identificanti, nel campo delle temperature, con valori di queste fuori dai range ammissibili), l'interesse primario è quello di evitare la divergenza della reazione a catena e mantenere l'integrità delle barrette combustibili; l'esigenza di ottimizzare la vita utile dei materiali decade, e si adottano tutte le contromisure necessarie al fine di raggiungere e mantenere le condizioni di sicurezza che risultano essere:

- controllo della reazione a catena;
- rimozione del calore residuo di decadimento radioattivo;
- contenimento della radioattività.

Appare chiaro, quindi, che –in qualsiasi condizione di impianto– la temperatura va sempre tenuta sotto controllo, specialmente nel nocciolo del reattore, laddove sono richieste valutazioni locali sufficientemente discretizzate ed accurate, realizzando una mappatura *real-time* della situazione termica del nocciolo. Ciò richiede l'introduzione nello stesso di opportune sonde, che siano in grado di operare bene nelle condizioni termo-fisiche presenti e per tempi operativi compatibili con quelli del progetto globale.

Il riferimento per la strumentazione di mappatura termica è, ancora una volta, il SFR, vista tutta l'esperienza acquisita nell'ambito di questa tipologia reattoristica comparabile con i LFR.

Gli strumenti maggiormente utilizzati nel passato erano le termocoppie in chromel-alumel, introdotte negli elementi di combustibile mediante barrette strumentate (nel combustibile o in barrette-dummy) a secco (cioè con riempimento di gas inerte) o immerse nel refrigerante.

Il vantaggio di avere una sonda bagnata da refrigerante risiede nelle minori costanti di tempo legate alla misura: si ha cioè un'informazione più "pronta" ed immediata rispetto ad una sonda "a secco"; per contro, la contaminazione con refrigerante radioattivo rende più problematica la gestione della sonda al momento del suo rimpiazzo. Generalmente si richiedono costanti di tempo nell'ordine dei 200 ms o meno, al fine di riconoscere prontamente le escursioni termiche e adottare le opportune contromisure in tempo sufficientemente utile: per avere un ordine di grandezza, una comune termocoppia in chromel-alumel (tipo K) presenta a secco $\tau \sim 5 \div 10$ s, mentre immersa nel refrigerante $\tau \sim 0,5 \div 1$ s. Per superare questi inconvenienti, speciali termocoppie coassiali sono state appositamente progettate, con risultati significativi visto che in caso di immersione presentavano costanti di tempo di $40 \div 50$ ms.

Una termocoppia coassiale (tipo K o tipo E - chromel/constantan -) è realizzabile in diverse dimensioni e costruttivamente si presenta come in Figura 26: attorno al primo elemento metallico viene estruso uno strato sottile ($10 \mu\text{m}$) di isolante attorno cui si sviluppa il secondo elemento metallico della termocoppia. All'atto della costruzione non c'è contatto tra i due metalli: questo si realizzerà a valle dell'installazione in parete della termocoppia, smerigliando la sua testa, rendendo la parete in cui essa è posta completamente liscia. Questo tipo di alloggiamento, quando la termocoppia presenta caratteristiche termiche simili al materiale di cui è fatta la parete in cui è installata, consente tempi di misura rapidissimi, con costanti di tempo nell'ordine di qualche ms. Generalmente, se il contatto intermetallico è esposto ad un fluido molto reattivo, si può rivestire la testa della termocoppia con uno strato sottile ($\sim 2 \mu\text{m}$) di cromo.

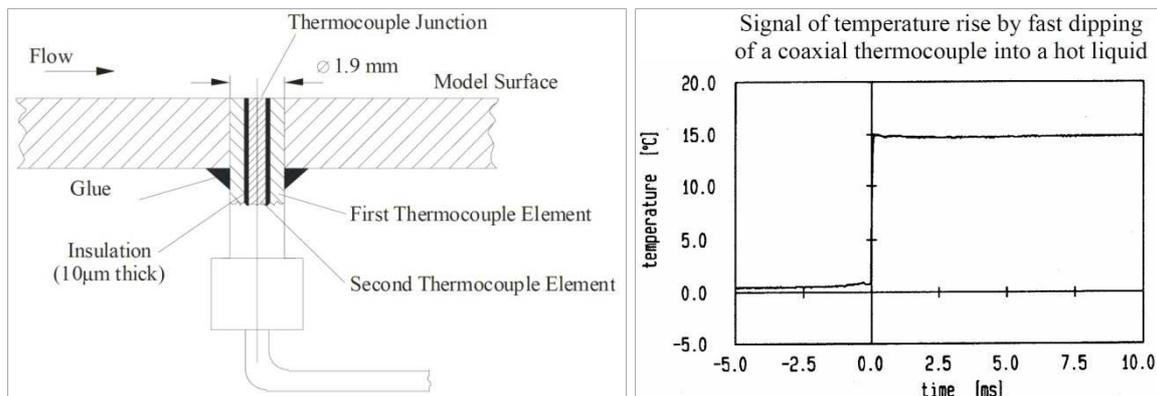


Figura 26 – A sinistra: principale modalità di installazione in parete di una termocoppia coassiale. A destra: risposta temporale di una termocoppia coassiale.

Upper Temperature Limit for Various Wire Sizes (Awg), °C						
Thermocouple Type	No. 8 Gauge 3.25 mm (0.128 in)	No. 14 Gauge 1.63 mm (0.064 in)	No. 20 Gauge 0.81 mm (0.032 in)	No. 24 Gauge 0.51 mm (0.020 in)	No. 28 Gauge 0.33 mm (0.013 in)	No. 30 Gauge 0.25 mm (0.010 in)
T		370	260	200	200	150
J	760	590	480	370	370	320
E	870	650	540	430	430	370
K and N	1260	1090	980	870	870	760
R and S				1480		
B				1700		

Figura 27 - Temperatura massima misurabile per tipo di termocoppia e diametro di sonda.

Sono possibili anche installazioni cieche, cioè in cui la termocoppia non entra in contatto con il fluido ma con la sola parete che esso lambisce: questa soluzione, però, rallenta la velocità della misura.

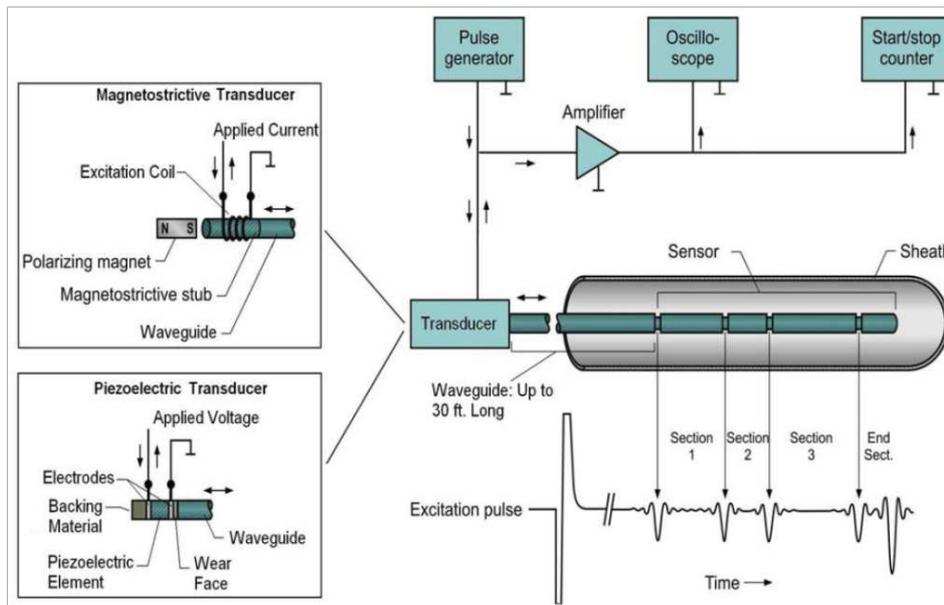


Figura 29 - Layout e funzionamento di una sonda per termometria ad ultrasuoni.

Altro strumento utilizzato per la misura di alte temperature in sistemi industriali è il *thin-film thermometer*. È costituito da un elettrodo circolare di platino o nickel cui sono collegati due elettrodi di medesimo materiale, come mostrato in Figura 30: il tutto è installato su una matrice in ZrO_2 o SiC e il sistema è alimentato con una corrente continua costante di $7 \div 10$ mA. La variazione termica dell'elemento –dovuta alla variazione di temperatura dell'ambiente in cui è installato– causa una modificazione della resistività del materiale, misurabile attraverso la variazione della differenza di potenziale misurabile ai due contatti della sonda. Attraverso le caratteristiche del materiale della sonda, è possibile risalire dalla resistività alla temperatura cui esso è sottoposto. I tempi di risposta di un tale tipo di sistema sono molto rapidi: si consideri che una variazione superficiale di 0,1 K è rilevabile nel giro di qualche μs .

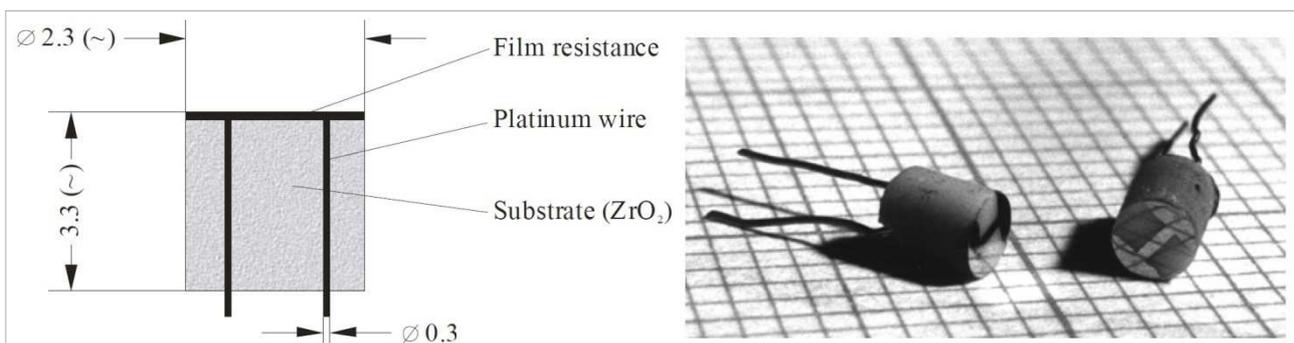


Figura 30 - Sonda termometrica thin-film (dimensioni in mm).

Ulteriore possibilità che si ritiene sfruttabile per la misura di temperatura in reattori FBR è la *Johnson Noise thermometry*: si tratta di un rumore elettronico generato dall'agitazione termica dei portatori di carica all'interno di un conduttore in equilibrio termico, senza che vi sia applicato alcun potenziale elettrico. L'equazione di Nyquist descrive la tensione prodotta dalla vibrazione degli elettroni all'interno di un materiale a una data temperatura, fornendo una relazione tra temperatura, resistività e tensione che si genera ai capi dell'elemento. Inizialmente, le problematiche connesse con questa tecnica risiedevano nella necessità di avere un'elettronica molto controllata e stabile, nonché una

misura della resistività dell'elemento indipendente ed accurata; applicazioni più recenti consentono di ottenere una misura della tensione indipendente dalla resistenza dell'elemento sensibile, ma comunque ancora molto legata alla stabilità dell'elettronica. Inoltre, l'installazione nel reattore necessita di interporre un cavo di discreta lunghezza fra l'elemento sensibile e l'elettronica di misura: considerando che sotto irraggiamento variano le caratteristiche elettriche dell'elemento e del cavo, è necessario tener conto di questi cambiamenti per ottenere una misura accurata della temperatura. Complessivamente, può dirsi che si tratta di una misura molto tecnologica che richiede ancora uno sforzo significativo in termini di R&D per superare le dette problematiche.

Altra tecnica in sperimentazione sfrutta la riflessione di una luce laser pulsata all'interno di una fibra ottica: è il *Raman Distributed Temperature Sensor* (RDTS). Il rapporto fra l'intensità dell'anti-Stokes e dello Stokes backscattering è legato alla temperatura, pertanto da una misura della luce rifratta/riflessa è possibile risalire ad una misura di temperatura. Viste le temperature in gioco in un FBR, la fibra ottica non può essere rivestita di alluminio o rame perché questi si ossiderebbero velocemente ad alta temperatura compromettendo l'integrità dello strumento: si prevede che un rivestimento in oro della fibra sia sufficiente ad assicurarne una buona durabilità, nel caso di contatto diretto con il refrigerante. Alternativamente si può provvedere anche ad un incapsulamento in acciaio. In termini di prestazione, un RDTS è in grado di misurare temperature fino a 700 °C, con una risoluzione spaziale di 1 m e una precisione di ± 5 °C. Evidentemente, questi limiti tecnologici consentono di utilizzare questi strumenti per misure globali e non per misure localizzate come quelle necessarie nel nocciolo del reattore.

[20] [21] [22] [23] [24]

4.2.3 Monitori di pressione

Un reattore refrigerato a metallo liquido non necessita della pressurizzazione spinta del refrigerante ai fini dello scambio termico: pertanto sono mantenute, al massimo, pressioni di qualche decina di bar. Inoltre, considerando che la tensione di vapore del piombo o piombo-bismuto è molto bassa, non si ha pericolo di *flashing* del refrigerante in caso di fessurazione del circuito primario: pertanto, la pressione non è ritenuta un parametro critico nei reattori LFR, sebbene si proceda a monitorarla. In alcuni casi come nella mappatura dei deflussi nelle condotte e nei canali di reattore, essa risulta una significativa fonte d'informazione, che può essere legata all'innescio dei sistemi di protezione dell'impianto.

L'uso di metalli liquidi come vettori di energia termica non rientra fra le tipiche applicazioni industriali e pertanto non esiste una strumentazione standard per la misura della pressione del refrigerante all'interno dei circuiti di reattore. I metodi di misura possono essere relativamente convenzionali, ad esempio attraverso capillari riempiti di refrigerante e abbinati a trasduttori di pressione: in passato erano utilizzati sistemi analogici a diaframmi metallici, a soffiello, a tubo di bourdon, con notevole complicazione impiantistica.

La misura della pressione differisce dalle misure di flusso neutronico e temperatura perché queste ultime vanno eseguite *in loco*, cioè l'elemento sensibile va posizionato laddove si vuole conoscere il parametro; la pressione è invece misurabile "a distanza", attraverso le *impulse lines*, ovvero capillari opportunamente collegati alle posizioni laddove si vuole conoscere la pressione.



Figura 31 - *Impulse lines per la misura di pressione a distanza.*

La connessione a distanza col primario consente di avere trasduttori per la misura della pressione non soggetti alle estreme condizioni termofisiche del nocciolo del reattore, e quindi strumenti più semplici, più affidabili e meno costosi; in più consente di avere meno disservizi e rapide ed efficienti ispezione e manutenzione.

Si noti che le impulse lines contengono il fluido primario di processo, quindi –essendo esso radioattivo– occorrerà prendere le dovute precauzioni in termini sanitari, nel caso si debba accedere alla sala che contiene gli strumenti; inoltre il piombo (come il sodio) presenta un punto di fusione più elevato della temperatura ambiente, il che implica che il refrigerante può congelarsi nel transitare nelle impulse lines se queste non sono opportunamente coibentate e mantenute ad adeguata temperatura; ancora, occorre prevedere che possa esser trascinato del gas nelle tubazioni e che vi si possano formare incrostazioni, e predisporre, quindi, le relative contromisure perché questi malfunzionamenti possano provocare inaccuratezze nella risposta dinamica dei trasduttori.

4.3 Progetti LFR allo studio o in corso di realizzazione

Di seguito si darà una panoramica dei progetti dei reattori LFR in corso di progetto o realizzazione, sempre con particolare riferimento agli aspetti relativi alla strumentazione e al controllo di tali impianti.

4.3.1 SSTAR

Il progetto SSTAR (Small Secure Transportable Autonomous Reactor) rientra nel programma di sviluppo LFR americano e ha come obiettivo la realizzazione di un reattore SMR sigillato e adiabatico (senza refuelling parziale o totale), facilmente trasportabile, durevole (vita utile di 15 ÷ 30 anni) e sicuro in termini di safety e security.

Principali parametri del progetto SSTAR	
Potenza [MW _e]	19,8
Conversion Ratio [-]	~1
Efficienza termica [%]	44
Refrigerante primario circolazione (a potenza) temperatura inlet [°C] temperatura outlet [°C] circolazione (DHR ¹³)	piombo naturale 420 567 naturale
Combustibile materiale guaina temperatura picco guaina [°C] diametro di pin [mm] p/d	nitrati U-Pu acciaio F/M Si-enh. 650 25 1,185
Nocciolo attivo: altezza/diametro [m]	0,976/1,22
Refrigerante secondario Scambiatori	CO ₂ supercritica a 20 MPa, 552°C #4 Pb to CO ₂ HXs

Tabella 8 - Principali parametri del progetto SSTAR.

Le principali problematiche ravvisate nella realizzazione degli obiettivi prefissi risiedono nella compatibilità dei materiali e nella richiesta durabilità degli stessi: la scelta di realizzare un reattore sigillato di vita utile di 15 ÷ 30 anni implica la necessità di selezionare attentamente i più idonei. In questo senso, la scelta di limitare la potenza a 45 MW_{th} ha come scopo quello di contenere la fluenza neutronica a $4 \times 10^{23} \text{ n/cm}^2$, essendo questo concepito come il limite oltre cui non spingersi, per mantenere una sufficiente integrità strutturale. Similmente, si conducono studi anche sul combustibile, al fine di valutare l'evoluzione del burn-up e del core inventory nell'arco di tutta la vita utile prevista. La Figura 32 riporta lo schema concettuale del progetto.

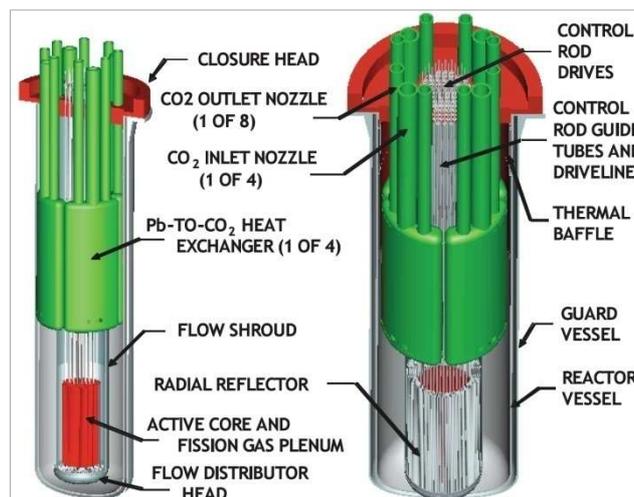


Figura 32 - Schema concettuale del sistema SSTAR.

¹³ Decay Heat Removal system.

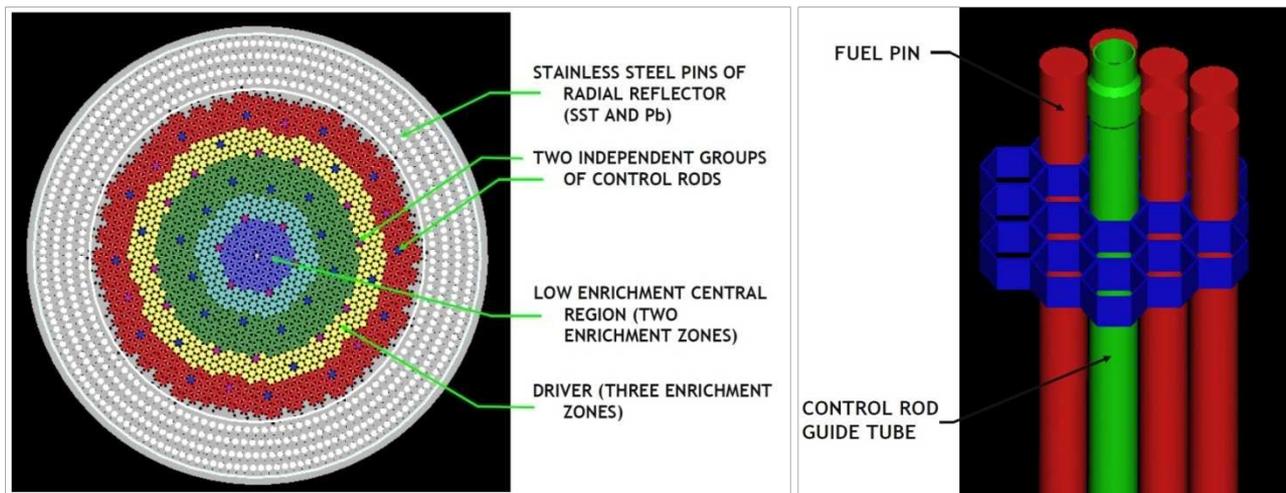


Figura 33 - Configurazione del nocciolo (di 30 anni) di SSTAR. In magenta sono evidenziate le barre di controllo primarie, e in blu quelle secondarie. Particolare dei tubi guida delle barre di controllo.

Il nocciolo di SSTAR non prevede elementi di combustibile propriamente detti, poiché esso è caricato e scaricato “a cassetta”, cioè per intero, come un unico modulo. Gli elementi di controllo si innestano direttamente in posizioni sostituendo le barrette di combustibile, e sono incamiciate in speciali tubi-guida cui sono saldati i sistemi di supporto per tutte le pin combustibili (cfr. Figura 33).

Sono disposti due sistemi indipendenti di barre di controllo, il cui elemento assorbente è il B_4C .

Lo scale-up di SSTAR è il sistema STAR-LM, un reattore concettualmente simile da 175 MW_e (400 MW_{th}).

4.3.2 ELSY

ELSY (European Lead-cooled SYSTEM) è un reattore LFR da 600 MW_e sviluppato a partire dal 2006 nell’ambito del programma EURATOM FP6. L’obiettivo è quello di dimostrare la possibilità di realizzare un reattore veloce complessivamente semplice e sicuro, che incarni pienamente lo spirito della quarta generazione promosso dal GIF.

I parametri principali del progetto e una schematizzazione concettuale sono riportati in Tabella 9 e Figura 34, Figura 35, rispettivamente.

Principali parametri del progetto ELSY	
Potenza [MW_e]	600
Conversion factor	~1
Efficienza termica [%]	40
Refrigerante primario	piombo
circolazione (a potenza)	forzata, 8 pompe
temperatura inlet [$^{\circ}C$]	400
temperatura outlet [$^{\circ}C$]	480
circolazione (DHR)	naturale
Combustibile	MOX; nitrati U-Pu-MA
materiale guaina	T91 steel (aluminized)
temperatura picco guaina [$^{\circ}C$]	550
diametro di pin [mm]	10,5
Nocciolo attivo: altezza/diametro [m]	0,90/4,26

Il dollaro, \$, nel campo della fisica del reattore è una misura della reattività. Viene fatta la seguente posizione: 1\$ = 100 "cents" corrisponde ad una reattività eguale alla frazione β_{eff} dei neutroni ritardati, caratteristica del reattore. Nel momento in cui la reattività eguaglia il valore β_{eff} , (cioè ad 1\$) il reattore diventa pronto-critico: pertanto, avere una anti-reattività totale di 15 \$ significa porre un margine significativo di distanza dalla criticità del reattore.

4.3.3 DEMO

Il progetto DEMO, promosso dall'European Sustainable Nuclear Energy Technology Platform (SNETP), nasce a valle del progetto ELSY, ma il suo principale obiettivo risulta quello di dimostrare la validità delle assunzioni e delle scelte effettuate per ELSY. Esso risulta il prodotto di una collaborazione di ricerca tra l'ENEA e l'ANL, sotto l'egida e di un accordo EURATOM-DOE.

Principali parametri del progetto DEMO	
Potenza [MW_{th}]	300
Conversion factor	~1
Efficienza termica [%]	40
Refrigerante primario	piombo
temperatura inlet [°C]	400
temperatura outlet [°C]	480
Combustibile	MOX
materiale guaina	T91 steel (aluminized)
temperatura picco guaina [°C]	600
diametro di pin [mm]	6,0
pin pitch [mm]	8,53
Nocciolo attivo: altezza/diametro [m]	0,65/1,20

Tabella 10 - Alcuni parametri del progetto DEMO.

L'obiettivo che si vuole raggiungere con DEMO è dimostrare l'effettiva possibilità realizzativa di un reattore al piombo che operi in sicurezza e persegua gli obiettivi prefissati. La ricerca per DEMO focalizza l'attenzione su neutronica, termo-idraulica, materiali, sistemi e tecniche di controllo, affidabilità e sicurezza di sistemi, strutture e componenti.

Dato lo scopo del lavoro, si approfondirà la sezione del controllo di reattore. Al §5.4 sono presentati ulteriori dati circa il progetto al fine di mostrare come si è costruito il modello per la simulazione.

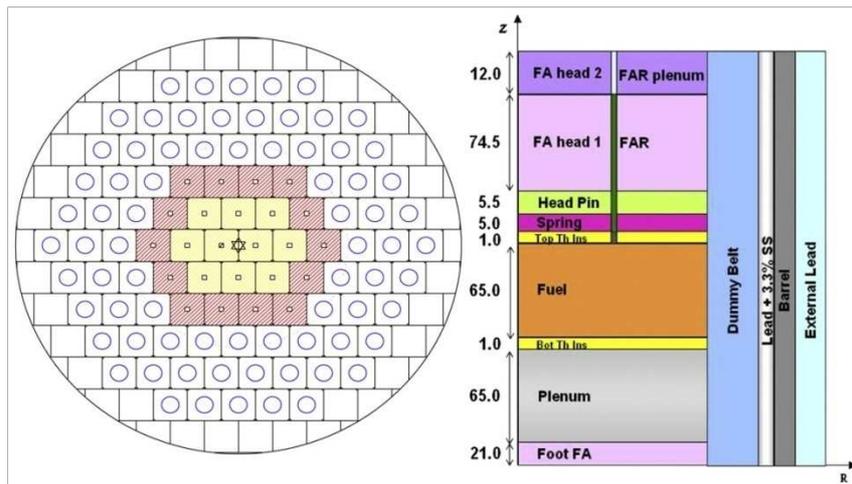


Figura 36 - Configurazione del nocciolo di DEMO.

Il nocciolo di DEMO è caricato con due diversi MOX, uno per il combustibile interno, l'altro per il combustibile esterno: la variazione è nel contenuto in Pu. Al centro di ogni elemento di combustibile è posto un tubo-guida che costituisce la penetrazione per l'inserimento delle barre di controllo, una per elemento. Attorno alle ringhe costituenti il nocciolo attivo, si sviluppa un riflettore radiale costituito da elementi-dummies di acciaio/piombo.

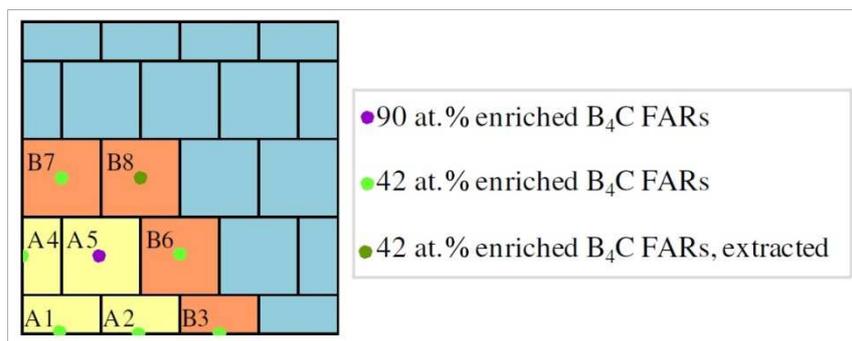


Figura 37 - Configurazione delle barre di controllo del nocciolo di DEMO.

DEMO prevede due sistemi di barre di controllo indipendenti:

- 4 FARs di B_4C (90% en. in ^{10}B) con funzione esclusivamente di scram di emergenza, attivantisi passivamente;
- 20 FARs di B_4C (42% en. in ^{10}B) con funzione di Shim e scram normale, comandate attivamente.

[25]

4.3.4 ALFRED

ALFRED (Advanced Lead Fast Reactor European Demonstrator) costituisce un parallelo sforzo comunitario (che si accompagna a DEMO) al fine della realizzazione di un primo reattore al piombo dimostrativo in scala ridotta, che mostri la fattibilità del progetto ELSY (oggi evolventesi nel progetto ELFR).

Principali parametri del progetto ALFRED	
Potenza [MW _e]	125
Efficienza termica [%]	41
Refrigerante primario circolazione (a potenza) temperatura inlet [°C] temperatura outlet [°C] circolazione (DHR)	piombo forzata 400 480 naturale
Combustibile materiale guaina temperatura picco guaina [°C]	TRU-MOX T91 steel (aluminized) 550
Nocciolo attivo: altezza/diametro [m]	0,90/4,26

Tabella 11 - Alcuni parametri di ALFRED.

Il programma prevede l'identificazione del disegno di base, del sito e l'ottenimento del pre-licensing entro il 2015; seguiranno le fasi di progettazione avanzata e licensing vero e proprio; inizio della costruzione del 2019.

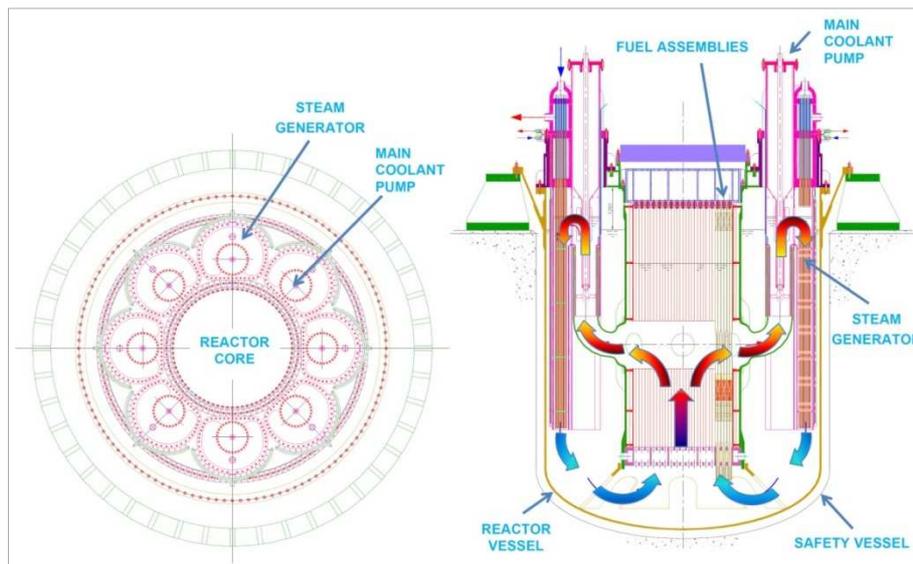


Figura 38 - Schematizzazione del progetto ALFRED.

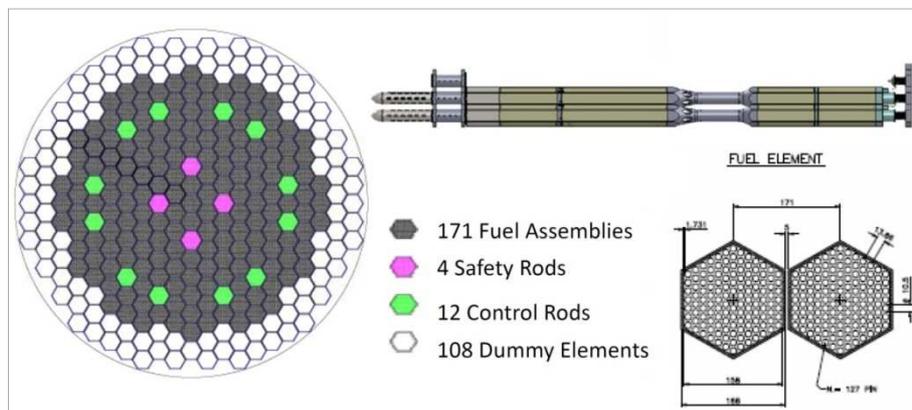


Figura 39 - Schematizzazione del nocciolo di ALFRED e dell'elemento di combustibile.

Le strategie di controllo adottate da ALFRED sono state mutate dal progetto dell'ADS-MYRRHA. Si hanno due sistemi indipendenti:

- sistema di controllo e scram normale: 12 barre assorbitorici (B_4C) penetranti il nocciolo dal basso in maniera passiva, sfruttando la forza di galleggiamento;
- sistema di scram di emergenza: 4 barre assorbitorici (B_4C) penetranti il nocciolo dall'alto e comandate da un sistema pneumatico.

[26]

4.3.5 MYRRHA

MYRRHA è il progetto belga di reattore sottocritico al piombo alimentato da acceleratore di protoni. Nasce nell'ambito del programma EURATOM FP6, con l'obiettivo principale di realizzare la trasmutazione degli attinidi minori, grazie agli elevati flussi neutronici legati alle reazioni di spallazione dei protoni sul piombo refrigerante che fa da target.

Sebbene il progetto dimostri le caratteristiche di sicurezza significative associate ad un insieme sottocritico, è ancora problematica la sezione dell'acceleratore, sia dal punto di vista dell'inconvenienza energetica/economica del progetto, sia dal punto di vista tecnico, a causa della finestra necessaria tra il tubo "a vuoto" conducente le particelle nel nocciolo e il piombo refrigerante.

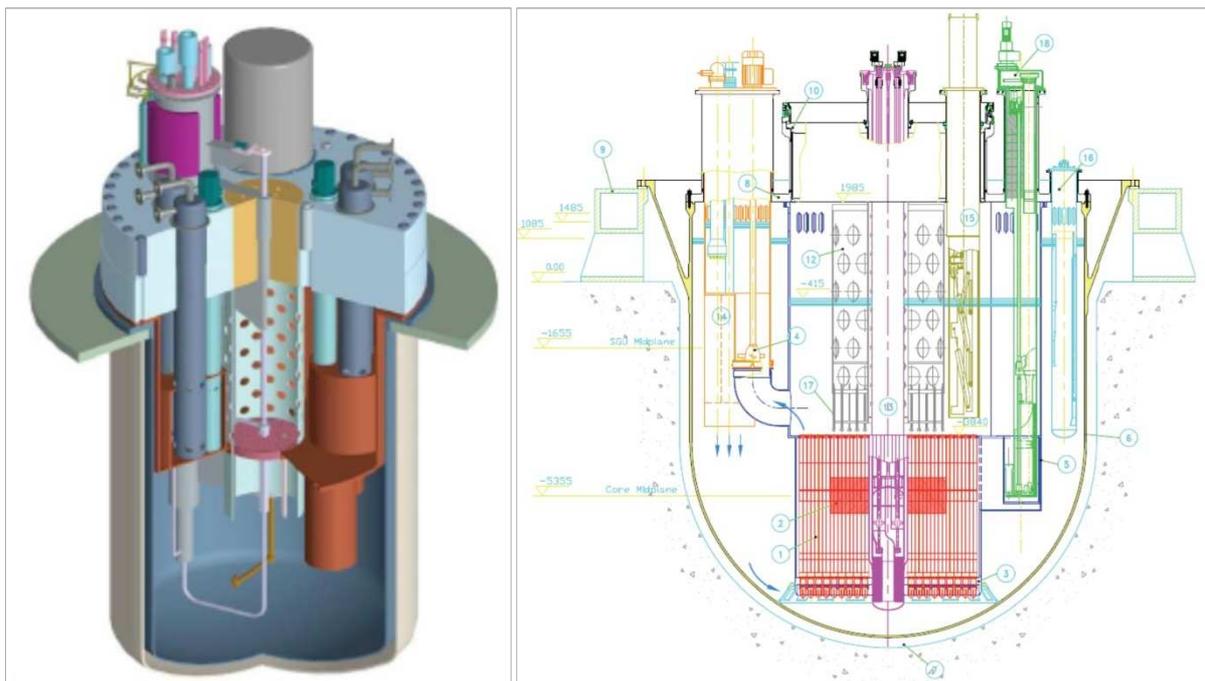


Figura 40 – A sinistra, schema concettuale del sistema ADS-MYRRHA. A destra, il progetto ADS-EFIT.

4.3.6 EFIT

EFIT (European Facility for Industrial Transmutation) è il progetto europeo di reattore sottocritico per la trasmutazione di MA alimentato da acceleratore di protoni. A progetto, EFIT prevede di esser caricato con combustibile completamente costituito da ossidi di Pu e MA, o in leghe di MgO.

Il disegno “neutronico” ha confermato le potenzialità di EFIT con trasmutatore, con un bilancio complessivo di -40,17 kg di MA/TWh e -1,74 kg di Pu/TWh.

Si noti che il primario presenta dimensioni circa doppie rispetto agli altri LFR/SFR, ed ulteriori studi devono essere condotti al fine di comprendere le controindicazioni di tale dimensionamento.

4.3.7 SVBR-75/100

Il progetto SVBR nasce in Russia negli ultimi decenni, al fine di recuperare e mettere in opera tutta l’esperienza ed il know-how acquisiti dalla nazione nella tecnologia LBE per reattori veloci. SVBR è il primo progetto prototipo di small modular LFR, cui il programma nucleare russo vuole far seguire un modello su più grande scala, il reattore BREST descritto a seguire.

Principali parametri del progetto SVBR-75/100	
Potenza [MW_e]	101,5
Efficienza termica [%]	36,3
Refrigerante primario circolazione (a potenza) temperatura inlet [°C] temperatura outlet [°C] circolazione (DHR)	LBE forzata, 2 pompe 320 482 naturale
Combustibile materiale guaina diametro di pin [mm]	UO ₂ -MOX Acciaio EP-823 12,0
Nocciolo attivo: altezza/diametro [m]	0,90/1,645
Refrigerante secondario scambiatori	acqua-vapore, 9,5 MPa, 307°C max #6 LBE to water HXs

Tabella 12 - Principali parametri del progetto SVBR-75/100.

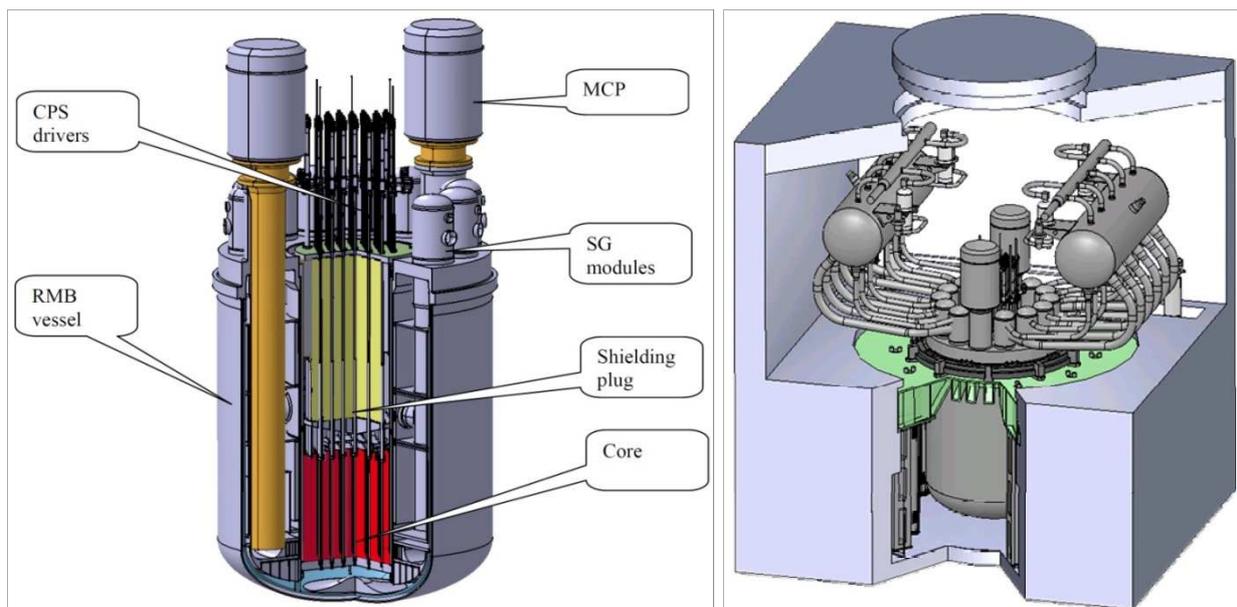


Figura 41 - Schema concettuale del reattore SVBR-75/100.

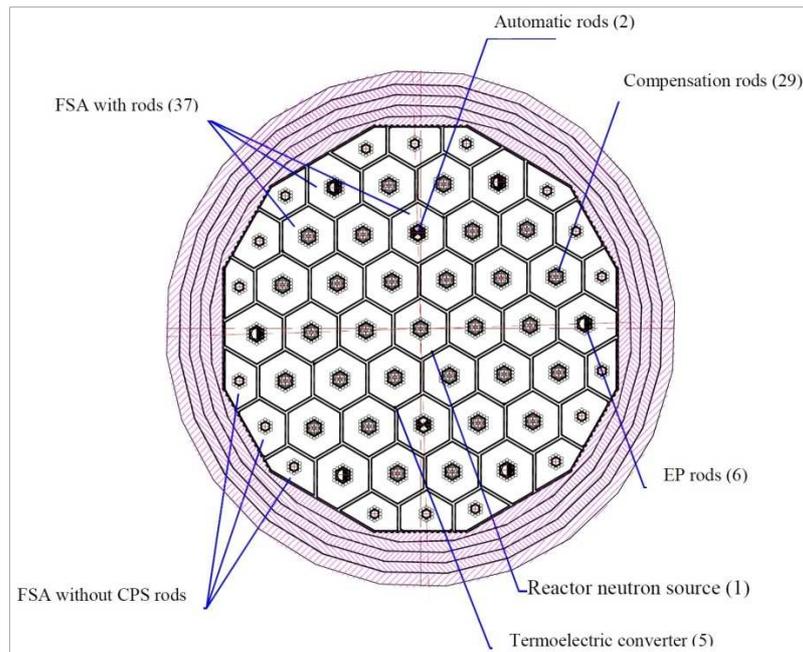


Figura 42 - Configurazione del nocciolo di SVBR-75/100 (FSA, Fuel Sub-Assembly; CPS, Control and Protection System; EP, Emergency Protection).

SVBR prevede un nocciolo di dimensioni contenute, con elementi di combustibile asserviti ciascuno da una propria barra di controllo, per un totale di 37 elementi di controllo, il cui materiale assorbitore è B_4C (cfr. Figura 42).

4.3.8 BREST-OD-300

Accanto al SVBR, il programma nucleare russo sta portando avanti il progetto BREST che mira ad esplorare il campo del piombo puro come refrigerante per un reattore veloce di media taglia. L'esperienza acquisita con il LBE per i reattori navali e con il sodio per i reattori terrestri per la produzione di Pu, sicuramente costituisce un ottimo punto di partenza per lo sviluppo dei progetti LFR sovietici. In particolare il disegno concettuale di BREST nasce nel 1995 e il relativo studio di fattibilità si conclude nel 2002; accanto a questo iter comincia a svilupparsi anche una versione scale-up da 600 MW_e .

Principali parametri del progetto BREST-OD-300	
Potenza [MW_e]	300
Efficienza termica [%]	42,8
Conversion factor	1,05
Refrigerante primario	piombo
circolazione (a potenza)	forzata, 4 pompe
temperatura inlet [$^{\circ}C$]	420
temperatura outlet [$^{\circ}C$]	540
circolazione (DHR)	Naturale
Combustibile	PuN-UN-MA
materiale guaina	Cr F/M steel
diametro di pin [mm]	9,4 ÷ 10,5
Nocciolo attivo: altezza/diametro [m]	1,10/2,296

Refrigerante secondario
scambiatori

acqua-vapore, 27 MPa, 525°C max
#4 lead to water HXs

Tabella 13 - Principali parametri del progetto BREST-OD-300.

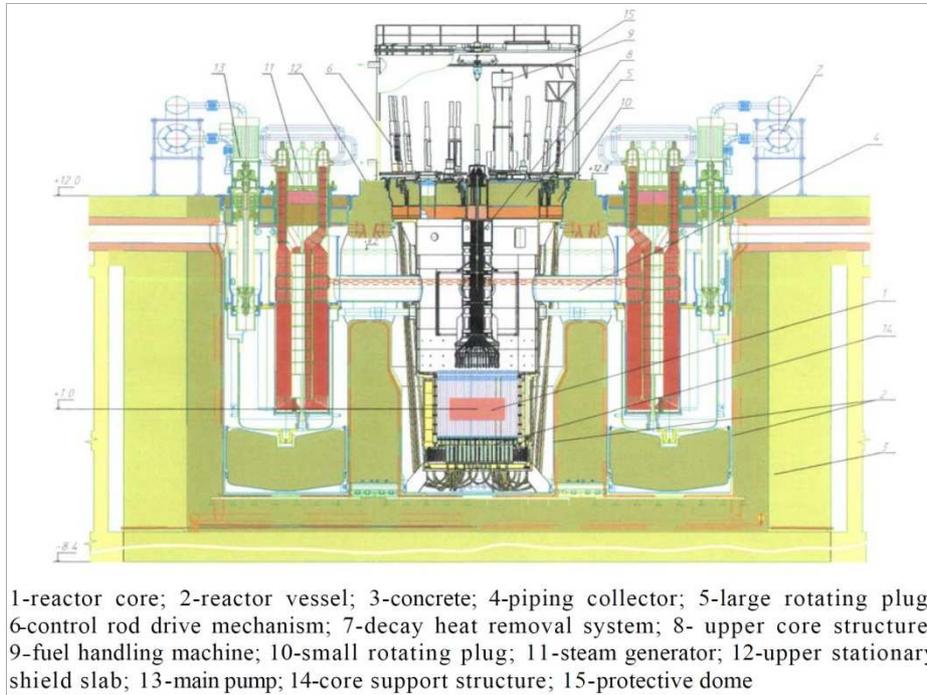


Figura 43 - Schema concettuale del progetto BREST-OD-300.

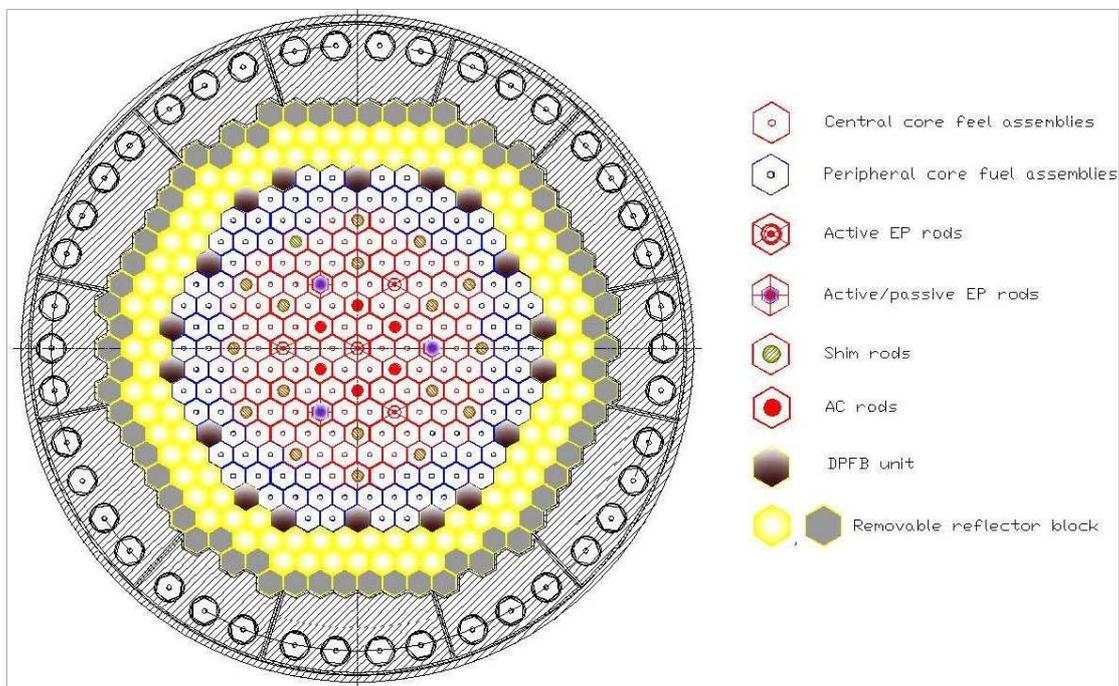


Figura 44 - Schema del nocciolo di BREST-OD-300.

Come SVBR-75/100, anche BREST presenta un sistema di barre di controllo/sicurezza (CPS) che penetrano al centro di alcuni degli elementi di combustibile (cfr. Figura 44). Esse si suddividono in due gruppi:

- 7 EP (Emergency/Protection), che costituiscono il primo sistema di scram di emergenza: di esse, 3 sono equipaggiate di sistemi di sgancio passivi (che intervengono quando il refrigerante supera i 620 °C) e tutte possono essere comandate da servomeccanismi attivi;
- 18 Shim + 6 AC (Automatic reactivity Control) che costituiscono il secondo sistema di scram.

In più il nocciolo è dotato di un riflettore radiale costituito da canali verticali normalmente riempiti di refrigerante: nel momento in cui il flusso dello stesso decade o si arresta, il pelo libero di piombo in questi canali si riduce fino ad annullarsi: questo aumenta le fughe neutroniche e pertanto introduce una reattività negativa.

Complessivamente, quindi, BREST adotta due sistemi di controllo della reattività attivi e due sistemi passivi, il primo intervenente in caso di una crescita incontrollata della potenza, l'altro in caso di riduzione o perdita di deflusso del refrigerante nel nocciolo.

	Valore [%]
Efficienza delle barre EP	5,7
Efficienza delle barre EP meno la centrale	4,9
Efficienza delle 6 Shim centrali	4,8
Efficienza delle 12 Shim periferiche	6,7
Efficienza delle 18 Shim	11,8
Efficienza delle 18 Shim + 6 AC	14,0
Efficienza totale CPS	19,0

Tabella 14 - Antireattività associata ai diversi sistemi di controllo di BREST-OD-300.

BREST è, probabilmente, il reattore LFR al più avanzato stadio di sviluppo: si prevede a breve termine il commissioning di questa soluzione impiantistica per la produzione elettrica.

[27] [28]

4.3.9 PBWFR e SLPLFR

Il PBWFR (Pb-Bi cooled direct contact Boiling Water Fast Reactor) e il SLPLFR (Steam Lift Pump LFR) sono progetti di origine giapponese che esulano dagli esempi reattoristici finora visti: difatti, essi prevedono di applicare agli LFR l'idea di un ciclo termico diretto come accade negli odierni BWR; non più scambiatori intermedi fra metallo liquido e il fluido di ciclo termico, ma contatto diretto fra essi. Questa possibilità è realizzabile grazie alla scarsa reattività chimica del piombo con acqua e aria, sebbene sia necessario controllare attentamente il tenore di O₂ nella miscela, al fine di contenere i fenomeni di corrosione.

Il contatto diretto tra piombo ed acqua del ciclo di potenza consente di ottenere coefficienti di scambio termico significativamente più elevati rispetto a quelli tradizionalmente ottenibili mediante scambiatori di calore, e le condizioni del fluido motore ottenuto sono paragonabili a quelle ottenibili negli attuali BWR. Si prevede che questi sistemi possano ottenere delle efficienze termiche molto più elevate degli altri reattori, sebbene il concetto sia assolutamente innovativo e richieda notevole sviluppo ed esperienza prima di poter approdare ad una fase più pratica e tesa alla realizzazione di un modello dimostrativo.

4.3.10 PEACER

Il progetto PEACER (Proliferation-resistant Environment-friendly Accident-tolerant Continuable and Economical Reactor) appartiene al programma di sviluppo LFR giapponese. Si tratta di un reattore *burner* il cui principale obiettivo risiede nella trasmutazione degli attinidi minori prodotti dalla filiera dei reattori termici.

Principali parametri del progetto PEACER	
Potenza [MW_e]	300
Efficienza termica [%]	35,3
Refrigerante primario circolazione (a potenza) temperatura inlet [$^{\circ}C$] temperatura outlet [$^{\circ}C$] circolazione (DHR)	LBE forzata, 3 pompe 300 400 naturale
Combustibile materiale guaina diametro di pin [mm] p/d	U-TRU-Zr (57-31-11 wt.%) HT-9 8,32 1,44
Nocciolo attivo: altezza/diametro [m]	0,50/3,82
Refrigerante secondario scambiatori	acqua-vapore #3 LBE to water HXs

Tabella 15 - Parametri principali del progetto PEACER.

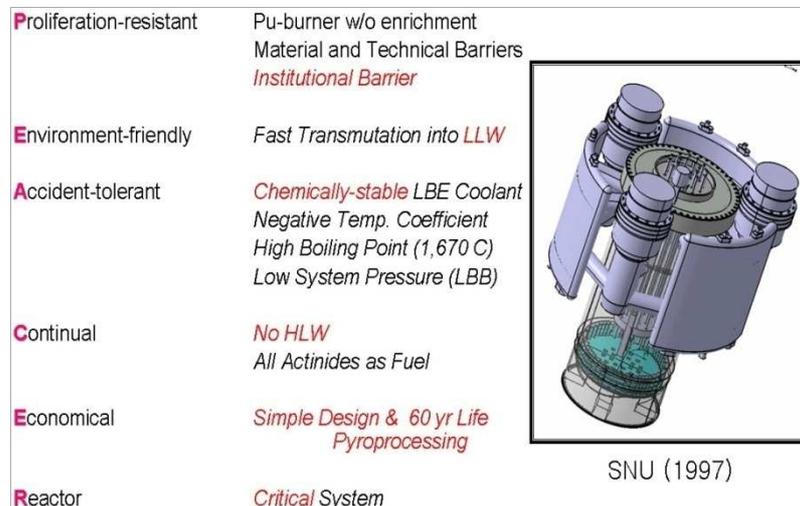


Figura 45 - Schema concettuale di PEACER.

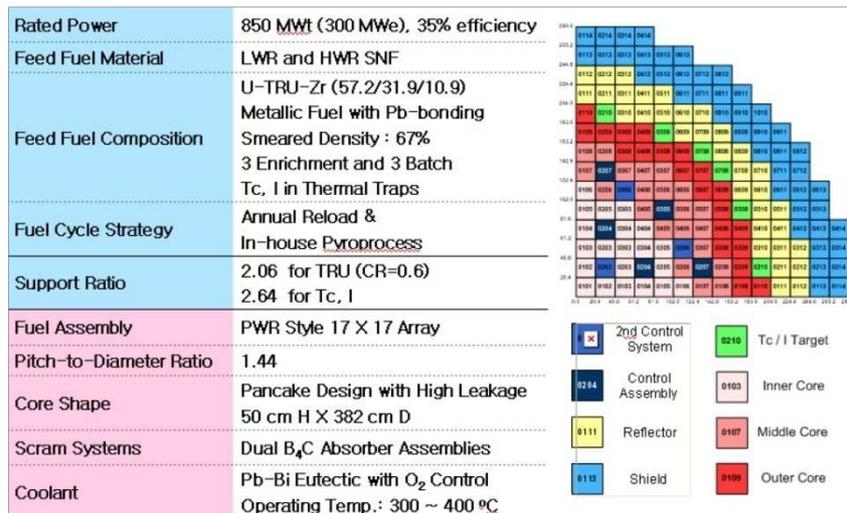


Figura 46 - Configurazione del nocciolo di PEACER.

Il progetto PEACER è ben lungi dall'esser realizzato in termini di FOAK (First Of A Kind), perché attualmente sono allo studio i materiali da utilizzare per rispettare al meglio gli obiettivi di integrità strutturale. Grazie ad una sezione di prova in piena scala (HELIOS loop) e alla realizzazione di un reattore dimostrativo a scala ridotta (PATER), la NUTREK conta di dimostrare l'effettiva fattibilità di PEACER.

[1] [9]

5. Simulazione del flusso neutronico con codice MCNPX per un nocciolo LFR di riferimento

Intendendo verificare di mano propria la distribuzione energetica effettiva dei neutroni in un reattore LFR, sono stati effettuati dei calcoli di criticità con il codice MCNPX per alcuni dei noccioli di riferimento descritti in precedenza, andando a verificare localmente l'andamento dei flussi neutronici in termini spettrometrici.

Prima di costruire e simulare un reattore per intero, compreso dei materiali strutturali del pressure vessel, al fine di ottenere l'andamento del flusso dentro e fuori il reattore, si è proceduto ad effettuare una simulazione di prova su una porzione del nocciolo di ELSY, precedentemente descritto.

A valle, si è simulato, con un livello di dettaglio sufficiente alla simulazione neutronica, il reattore DEMO, precursore di ELSY, e il progetto SSTAR, considerato il riferimento SM-LFR (Small Modular-LFR) americano.

Prima di addentrarsi nelle simulazioni, si è ritenuto fondamentale dare al lettore una chiara visione della teoria alla base della simulazione Monte Carlo e le potenzialità che ne derivano.

5.1 I codici Monte Carlo

Il Monte Carlo è una tecnica che fa uso di numeri casuali per risolvere numericamente problemi di diverso tipo. Il nome Monte Carlo fu coniato da Nicholas Metropolis nel 1949 con riferimento al gioco d'azzardo, ma tecniche di calcolo ed esperimenti basati sul campionamento statistico furono sviluppate per tutto il XIX secolo con la finalità di risolvere problemi che non avevano soluzione analitica. Il capostipite di questo tipo di calcoli è probabilmente l'esperimento noto come Ago di Buffon progettato dal Conte di Buffon al fine di ottenere il valore di π , ma altro uso frequente era quello di

calcolare numericamente, integrali non risolubili altrimenti. Il primo ad aver applicato i metodi di campionamento statistico alla fisica sembra sia stato Enrico Fermi negli anni trenta, che tuttavia, essendo più interessato ai risultati che alle tecniche con cui li aveva ottenuti, non ne fece mai cenno nei suoi lavori.

È intorno al 1948 ai laboratori di Los Alamos nel gruppo (composto da John von Neumann, Stan Ulam e Nicholas Metropolis) che lavorava allo sviluppo delle armi nucleari che queste tecniche vengono usate per descrivere la diffusione di neutroni. Già nel 1949 si teneva la I Conferenza sui metodi Monte Carlo con un centinaio di partecipanti. La caratteristica di questi lavori è che essi utilizzano il computer, e anzi costituiscono una motivazione importante per la progettazione dei primi calcolatori.

5.1.1 Il metodo Monte Carlo

I metodi Monte Carlo forniscono soluzioni per una grande varietà di problemi matematici, eseguendo operazioni di campionamento statistico. Tali metodi possono essere liberamente definiti come metodi di simulazione statistica, e rappresentano una raccolta di diverse tecniche. Il processo di simulazione consiste nell'utilizzare numeri casuali e distribuzioni di probabilità per approssimare la risposta al problema in oggetto. Il risultato finale è quindi un'approssimazione e non la soluzione esatta; ciò comporta che l'analisi dell'errore di approssimazione risulta fondamentale nella caratterizzazione del risultato ottenuto.

Uno degli usi più importanti dei metodi Monte Carlo è quello della valutazione d'integrali complessi (anche nel caso del trasporto di particelle si tratta di risolvere integrali). Questo è particolarmente vero per gli integrali multi-dimensionali che sono risolvibili con pochi metodi e quindi si prestano a risoluzioni approssimate. È in queste situazioni che l'approssimazione Monte Carlo diventa un prezioso strumento di analisi.

Moltissimi sono i metodi che rientrano nell'accezione Monte Carlo e di seguito ne sono riportati alcuni:

- Crude Monte Carlo

Per spiegare la tecnica è necessario considerare un integrale generale, come il seguente:

$$I = \int_a^b f(x) dx$$

Questo metodo consiste nel prendere un numero N di campioni casuali. Per ogni campione casuale si trova la funzione valore f(s) della funzione f(x). Si sommano tutti questi valori e si divide per N, in modo da ottenere il valor medio dei campioni. Si moltiplica per l'intervallo (b-a) per ottenere l'integrale:

$$I = \frac{(b-a)}{N} \sum_{i=1}^N f(x_i)$$

L'accuratezza del metodo è computata attraverso la determinazione della varianza, sotto riportata.

$$s^2 = \frac{1}{N-1} \sum_{i=1}^N (x_i - x)^2$$

Utilizzando il valore della varianza, è possibile stimare l'intervallo di confidenza del metodo e capire quanto risulta accurato;

- Acceptance-Rejection Monte Carlo

Anche in questo caso consideriamo l'integrale generale:

$$I = \int_a^b f(x)dx$$

Nell'intervallo (a, b) per ogni dato valore di x si trova il limite superiore della funzione. Quindi si circonda questo intervallo con un rettangolo che sia sufficientemente alto per essere oltre il limite superiore, in modo da essere sicuri che l'intera funzione in questo intervallo sia all'interno del rettangolo. Ora si prendono punti casuali all'interno del rettangolo e si valuta, per ogni punto, se si è al di sotto della curva o meno. Se il punto è al di sotto della curva, viene trattato come un campione di successo. Così, si prendono N punti random e si esegue il controllo, annotando il numero dei campioni di successo. Una volta terminato il campionamento, si può approssimare l'integrale per l'intervallo (a,b) per trovare l'area del rettangolo circostante. Quindi si moltiplica l'area per il numero di successi su il numero totale di campioni e questo darà un'approssimazione dell'integrale per l'intervallo (a,b). Matematicamente, si può dire che il rapporto tra l'area sotto la funzione f(x) e tutta l'area del rettangolo è circa uguale al rapporto tra i campioni di successo (k) e l'intero numero di campioni prelevati (N):

$$\int_a^b f(x)dx \approx \frac{k}{N} M(b - a)$$

Per la valutazione dell'accuratezza del metodo si utilizza la relazione precedente della varianza, in modo da valutare l'intervallo di confidenza.

$$s^2 = \frac{1}{n - 1} \sum_{i=1}^N (x_i - x)^2$$

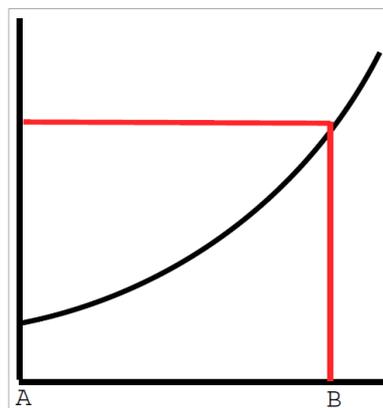


Figura 47 - Acceptance-Rejection Monte Carlo.

- Campionamento stratificato

Il principio base di questa tecnica consiste nel dividere l'intervallo (a, b) in sottointervalli. Quindi si esegue un Crude Monte Carlo su ogni sottointervallo. L'utilizzo di questo metodo è supportato dal fatto che, invece di trovare la varianza in un unico step, la si trova sommando le

varianze di ciascun sottointervallo. Questa tecnica è molto utile nei casi in cui si abbia a che fare con problemi che presentano zone di stazionarietà, dove la varianza risulta estremamente piccola. Questo è il vantaggio del campionamento stratificato, che permette di dividere le curve in sottointervalli, in modo da evidenziarne caratteristiche e proprietà. Matematicamente:

$$\int_a^b f(x)dx = \int_a^c f(x)dx + \int_c^b f(x)dx$$

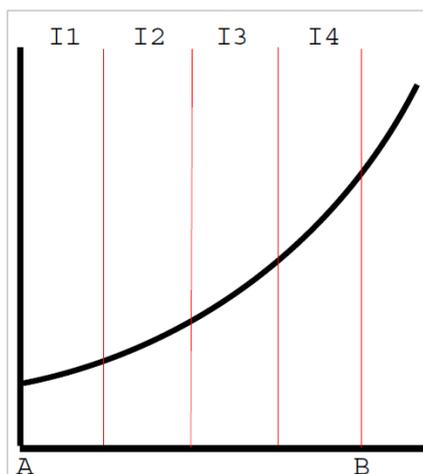


Figura 48 - Campionamento stratificato.

- Importance Sampling

La tecnica dell'Importance Sampling è il metodo Monte Carlo più complesso tra quelli analizzati. Prima di analizzare i principi fondamentali su cui si fonda, è necessario fare un parallelismo con la tecnica del Campionamento Stratificato. Nella figura sovrastante si vede come i quattro sottointervalli sono molto diversi. Nell'intervallo I1 la funzione è quasi costante; procedendo fino al valore B si osserva che la $f(x)$ cresce al di sopra del valore che la funzione aveva nell'intervallo I1, e tale crescita ha un grande impatto sull'integrale. Quindi non si dovranno prendere ulteriori campioni nella zona in cui si hanno i più bassi valori dell'integrale. In questo modo, si otterrà una migliore approssimazione di un sottointervallo che contribuisce di più per l'integrale rispetto a un altro sottointervallo. Si ha quindi una migliore approssimazione per il sottointervallo più importante della funzione. Questo porta al metodo Importance Sampling. Con questa tecnica si cerca di reperire più campioni nelle zone della funzione che risultano più importanti. La metodologia utilizzata è quella di utilizzare una distribuzione di probabilità, mediante una funzione che indica le zone in cui si devono ottenere più campioni, associandoci una maggiore probabilità.

L'integrale può essere riscritto nel seguente modo:

$$\int_a^b f(x)dx = \int_a^b \frac{f(x)}{p(x)} p(x)dx$$

dove $p(x)$ è la funzione di distribuzione di probabilità.

Con la probabilità $p(x)$ è possibile scegliere quali campioni hanno maggiore importanza e forzare il metodo a prenderli in maggiore considerazione. In questo modo, con una buona funzione di distribuzione di probabilità, è possibile approssimare meglio la parte di funzione che presenta i valori più elevati (la parte più importante ai fini della valutazione dell'integrale).

Questa procedura influisce sulla precisione dell'approssimazione, poiché si avranno molti campioni che si concentrano su parte della curva. Tuttavia, questo problema viene contrastato fornendo per ogni singolo campione il valore $f(x)/p(x)$, in modo da fornire un "contrappeso" allo squilibrio determinato da questa tecnica di campionamento. Così il risultato finale è che questo metodo Monte Carlo campiona in modo efficiente le parti più importanti della curva e poi le scala per dare un'approssimazione dell'integrale di $f(x)$. Il successo di questo metodo è strettamente interconnesso alla qualità della curva di distribuzione di probabilità $p(x)$, che deve essere tale da rendere più probabile che un campione sia in una zona dell'intervallo (a, b) se la funzione $f(x)$ è superiore al valor medio. Questo metodo è efficace nel ridurre l'errore quando si ha una buona distribuzione di probabilità.

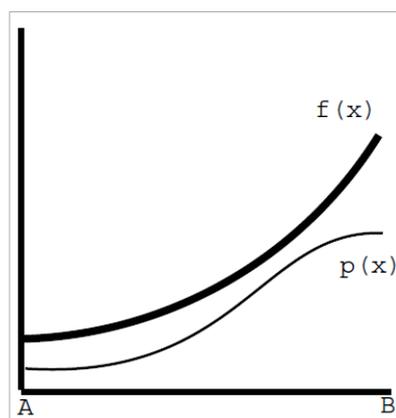


Figura 49 - Importance Sampling (esempio funzione e distribuzione di probabilità).

5.1.2 Metodi Monte Carlo applicati al trasporto di particelle

La problematica del trasporto di particelle (neutroni, fotoni, elettroni, ecc.) è ormai universalmente affrontata mediante la tecnica di campionamento statistico Monte Carlo.

Il fenomeno, legato a una particella che interagisce con un nucleo di un elemento e successivamente viene diffusa in una qualsivoglia direzione o determini la produzione di una particella di altro tipo, segue una distribuzione di probabilità. Il metodo Monte Carlo applicato a questa fenomenologia determina un campionamento della distribuzione di probabilità.

Sia X una variabile casuale che obbedisce alla seguente funzione di distribuzione cumulativa (continua, differenziabile e non decrescente):

$$\text{Prob}\{X \leq x\} = F_x(x)$$

Allora la funzione densità di probabilità di X sarà:

$$f_x(x) = \frac{dF_x(x)}{dx} \quad \text{tale che } f_x(x) \geq 0$$

Mediante un algoritmo opportuno si genera casualmente una sequenza di $N \gg 1$ valori di $\{X\} = \{X_1, X_2, \dots, X_N\}$, e successivamente si riordina la sequenza.

Il numero di punti n nell'intervallo $\Delta x \ll (X_{\max} - X_{\min})$ sarà:

$$\frac{n}{N} \approx \int_{\Delta X} f_x(x) dx$$

L'istogramma dei dati campionati approssima $f_x(x)$.

Se la sequenza $\{X\}$ è periodica, il periodo deve essere il più ampio possibile. Se X segue $F_X(x)$ allora $X \sim F_X(x)$.

La distribuzione uniforme, definita nell'intervallo $[0,1]$ come $U[0,1]$ permette il campionamento di variabili casuali che obbediscono a qualunque altra distribuzione.

$$R = \int_{-\infty}^X f_x(x) dx$$

Qualunque R campionato in $U[0,1]$ permette di ottenere il valore corrispondente di X campionato dalla $F_X(x)$.

Esempio: diffusione di un neutrone di energia E in un mezzo isotropo ed omogeneo.

Campionando la variabile random ζ uniformemente distribuita nell'intervallo $[0,1]$ e mediante trasformazione inversa si ottiene:

$$\zeta = \int_0^l e^{-\Sigma_t s} \Sigma_t ds = 1 - e^{-\Sigma_t l}$$

$$l = -\frac{1}{\Sigma_t} \ln(1 - \zeta) \quad \text{da cui} \quad l = -\frac{1}{\Sigma_t} \ln(\zeta)$$

L'ultima relazione è l'espressione per la distanza di collisione.

Quest'approccio è utilizzato nei motori di simulazione Monte Carlo, che prendono delle sequenze di "decisioni" campionando distribuzioni di probabilità di grandezze fisiche peculiari dei fenomeni in esame (sezioni d'urto).

Un esempio di "catena di decisioni" è sotto riportato:

- un neutrone diffonde in un mezzo omogeneo;
- esame della funzione di probabilità per la collisione;
- viene campionata una collisione dopo l cm di percorso;
- esame delle cross section totali dei nuclidi che compongono il mezzo;
- viene campionato il nuclide con cui avviene la collisione;
- esame delle cross section del nuclide campionato (scattering, cattura, fissione, ecc.);
- viene campionata la reazione;
- viene campionato l'evento di generazione di fotoni gamma.

Gli eventi selezionati hanno un peso statistico ben definito all'interno del campione di popolazione del sistema in esame.

5.1.3 Tecniche di riduzione della varianza

Ogni simulazione Monte Carlo mediante codici di calcolo è affetta da errori statistici misurati da un operatore statistico di nome "varianza". Come accennato nei paragrafi precedenti in cui si sono

analizzati alcuni metodi Monte Carlo, la varianza permette la determinazione dell'intervallo di confidenza del risultato della simulazione.

Supponiamo che $f(x)$ sia la funzione di densità di probabilità cui obbedisce la popolazione di particelle che contribuiranno a una misura di valore x . Il valore atteso di x sarà:

$$E(x) = \int xf(x)dx = \text{valore vero}$$

La funzione $f(x)$ è implicitamente campionata dal codice Monte Carlo. Quindi la stima del valor vero, cioè la media sul campione sarà:

$$\bar{x} = \frac{1}{N} \sum_{i=1}^N x_i$$

La relazione tra $E(x)$ e \bar{x} è data dalla legge dei grandi numeri:

$$\lim_{N \rightarrow \infty} \bar{x} = E(x)$$

La varianza di $E(x)$, il valore atteso, sarà:

$$\sigma^2 = \int (x - E(x))^2 f(x)dx = E(x^2) - E(x)^2$$

La stima della varianza, eseguita sul campione, sarà:

$$S^2 = \frac{\sum_{i=1}^N (x_i - \bar{x})^2}{N-1} \approx \overline{x^2} - \bar{x}^2 \quad \overline{x^2} = \frac{1}{N} \sum_{i=1}^N x_i^2$$

La stima della varianza di \bar{x} sarà:

$$S_{\bar{x}}^2 = \frac{S^2}{N}$$

Tutte le formule hanno validità generale, qualunque sia la distribuzione di x e di x medio, a patto che $E(x)$ e σ^2 esistano e siano finiti.

Essendo la varianza della varianza inversamente proporzionale alla radice quadrata di N ($S_{\bar{x}} \sim (1/\sqrt{N})$), essa può essere ridotta:

- aumentando il numero N di storie;
- diminuendo, a parità di N , la dispersione dei risultati;
- tecnica di riduzione della varianza.

Variabili antitetiche

Supponiamo di volere stimare $\theta = E[X]$, e supponiamo di avere generato due variabili casuali, X_1 e X_2 , identicamente distribuite con media θ . È allora

$$\text{Var} \left[\frac{X_1 + X_2}{2} \right] = \frac{1}{4} (\text{Var}[X_1] + \text{Var}[X_2] + \text{Cov}[X_1, X_2])$$

Dove $\text{Var}[\]$ è la varianza, e $\text{Cov}[\]$ è la covarianza ($\text{Cov}[X, Y] = E[(X - E[X])(Y - E[Y])]$).

Se le due variabili casuali X_1 e X_2 fossero correlate negativamente, attraverso il loro uso si potrebbe ottenere una sostanziale riduzione della varianza.

Supponiamo che la variabile casuale X di cui vogliamo stimare la media sia una funzione di m numeri casuali, uniformi in $[0,1)$:

$$X = h(U_1, U_2, \dots, U_m)$$

Si può allora usare X come X_1 e porre

$$X_2 = h(1 - U_1, 1 - U_2, \dots, 1 - U_m)$$

Essendo $1 - U$ anch'essa una variabile casuale uniforme in $[0,1)$, X_2 ha la stessa distribuzione di X , ed essendo $1 - U$ negativamente correlata con U , si può provare che, se h è una funzione monotona, allora anche X_1 e X_2 sono correlate negativamente.

Condizionamento

Sia X una variabile casuale (v.c.) di cui si voglia stimare la media $\theta = E[X]$, e sia Y un'altra variabile casuale. Si assuma nel seguito che sia X che Y siano v.c. discrete; il caso di v.c. continue è analogo.

Si definisca la nuova variabile casuale Z funzione di Y :

$$Z = E[X|Y = y] = \sum_x xP[X = x|Y = y] = \sum_x x \frac{P[X = x, Y = y]}{P[Y = y]}$$

Osserviamo che la media di Z è proprio il valore θ cercato:

$$\begin{aligned} E[Z] &= \sum_y E[X|Y = y]P[Y = y] \\ &= \sum_y \sum_x xP[X = x, Y = y] \\ &= \sum_x x \sum_y P[X = x, Y = y] = \sum_x xP[X = x] = E[X] = \end{aligned}$$

Si analizza la varianza di Z . Essa risulta:

$$\text{Var}[X|Y = y] = E[(X - E[X|Y = y])^2|Y = y] = E[X^2|Y = y] - (E[X|Y = y])^2$$

Si ha allora:

$$\begin{aligned} E[\text{Var}[X|Y = y]] &= E[E[X^2|Y = y] - (E[X|Y = y])^2] = E[X^2] - E[(E[X|Y = y])^2] \\ \text{Var}[Z] &= E[Z^2] - (E[Z])^2 = E[(E[X|Y = y])^2] - (E[X])^2 \end{aligned}$$

e sommando membro a membro si ottiene:

$$E[\text{Var}[X|Y = y]] + \text{Var}[Z] = E[X^2] - (E[X])^2 = \text{Var}[X]$$

da cui:

$$\text{Var}[Z] = \text{Var}[X] - E[\text{Var}[X|Y = y]] \leq \text{Var}[X]$$

Quindi la variabile casuale Z ha la stessa media di X con una varianza minore (o uguale): può allora essere conveniente usare Z per la stima di θ .

5.2 Il codice Monte Carlo MCNP

La maggioranza dei codici di calcolo nucleari, atti alla risoluzione delle equazioni del trasporto, si basano sull'applicazione di metodi Monte Carlo.

I codici Monte Carlo permettono di effettuare l'integrazione delle equazioni del trasporto attraverso tecniche di campionamento statistico.

Uno dei codici maggiormente utilizzati in campo internazionale risulta il codice MCNP (Monte Carlo N Particles), sviluppato dai Los Alamos National Laboratory. MCNP è un codice per il trasporto di neutroni, fotoni ed elettroni e atto a risolvere l'equazione di trasporto per problemi complessi.

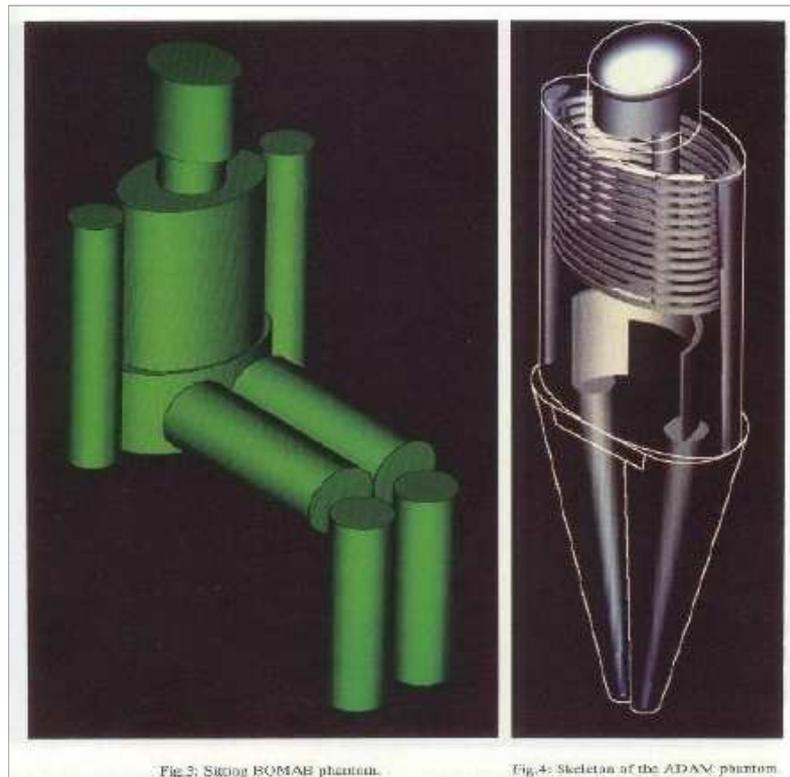


Figura 50 - Geometrie complessabili mediante MCNP.

Il codice può essere in parecchi modi di trasporto:

- neutron mode;
- photon mode;
- electron mode;
- photon/neutron mode, dove i fotoni sono prodotti dalle interazioni dei neutroni;
- neutron/photon/electron mode;
- photon/electron mode;
- electron/photon mode.

Il range energetico dei neutroni va da 10⁻¹¹ MeV fino a 20 MeV per tutti gli isotopi, e fino a 150 per alcuni isotopi, il range di energia dei fotoni va da 1 keV a 100 GeV e quello degli elettroni da 1 keV a 1 GeV. Il calcolo degli auto valori del keff per i sistemi di fissili è una caratteristica standard.

L'utente crea un file d'input, che contiene le informazioni sul problema in analisi:

- la geometria;
- la descrizione dei materiali e la selezione delle sezioni d'urto;
- la posizione e le caratteristiche delle sorgenti di neutroni, fotoni o elettroni;
- il tipo d'informazioni richieste mediante le "tallies";
- qualsiasi tecnica da utilizzare per la riduzione della varianza.

5.2.1 Reazioni e dati nucleari

MCNP usa diverse librerie nucleari ed atomiche. La primaria sorgente di dati nucleari proviene dal Evaluated Nuclear Data File (ENDF). Le librerie Advanced Computational Technology Initiative (ACTI), Evaluated Nuclear Data Library (ENDL), Evaluated Photon Data Library (EPDL), Activation Library (ACTL) sono state compilate da Livermore, e valutate dal gruppo Nuclear Physics (T-16) Group a Los Alamos. Le tabelle di dati nucleari esistono per le interazioni dei neutroni, fotoni indotti da neutroni, interazioni dei fotoni, dosimetria o attivazione da parte dei neutroni; sono presenti oltre 836 tabelle d'interazione neutronica per circa 100 isotopi ed elementi.

Nel codice sono presenti tabelle per le interazioni dei fotoni con la materia per tutti gli elementi da Z=1 a Z=100: sono considerate tutte le interazioni possibili, come lo scattering elastico e inelastico, l'effetto fotoelettrico, la creazione di coppie e l'emissione di fluorescenza.

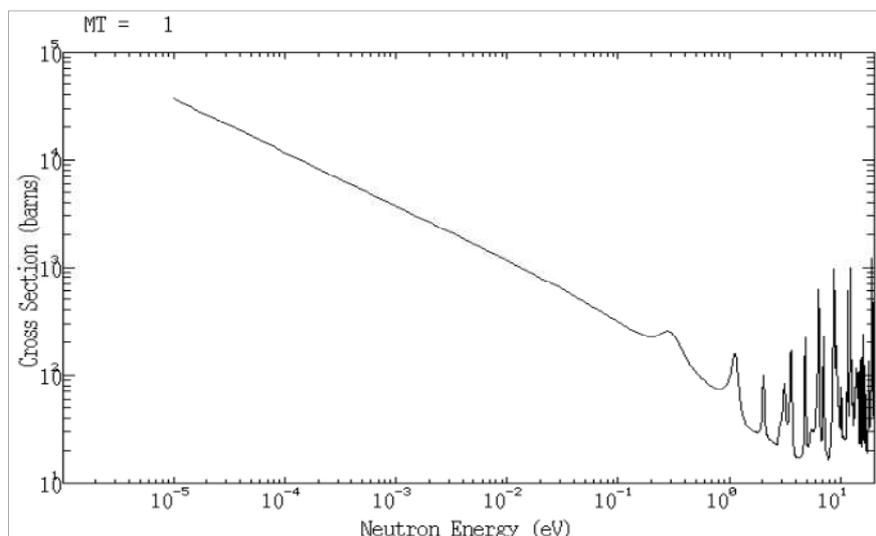


Figura 51 - Esempio Sezione d'urto contenuta nel codice.

5.2.2 Specifiche della sorgente

MCNP permette all'utente di specificare tutte le condizioni e caratteristiche della sorgente, senza dover apportare modifiche al codice. Possono essere specificate le distribuzioni di probabilità per le variabili della sorgente, come energia, posizione, direzione e superfici o celle di emissione. Le variabili di sorgente possono dipendere da altre variabili, come l'energia in funzione dell'angolo.

L'utente può modificare tutte le distribuzioni di probabilità dell'input; inoltre, sono disponibili altre funzioni di distribuzione di probabilità: le varie funzioni analitiche per gli spettri energetici di fusione e fissione come la distribuzione di "Watt", di "Maxwell" e gli spettri gaussiani.

5.2.3 Stime degli errori

I risultati in MCNP sono stampati nell'output accompagnati da un secondo numero R, che è l'errore relativo valutato, definito come il rapporto tra lo scarto quadratico medio $S_{\bar{x}}$ della media e la media valutata \bar{x} .

In MCNP, le quantità richieste per la stima dell'errore sono computate dopo ogni singola storia. L'errore R è proporzionale a $1/\sqrt{N}$, dove N è il numero di storie.

La stima dell'errore relativo può essere utilizzato per valutare gli intervalli di confidenza sulla media valutata. Il teorema del Limite Centrale afferma che se N tende all'infinito, c'è il 68% di probabilità che il risultato vero sia nel range $\bar{x}(1 \pm R)$ e il 95% nel range $\bar{x}(1 \pm 2R)$.

È estremamente importante notare che questo intervallo di confidenza si riferisce solo alla precisione del calcolo Monte Carlo e non all'accuratezza dei risultati comparati con il valore fisico vero.

In MCNP l'efficienza di calcolo viene misurata mediante una Figura di Merito:

$$FOM = \frac{1}{T\sigma_{rm}^2}$$

dove: σ_{rm} è la deviazione standard relativa, T è il tempo di calcolo ($T \propto N$; $\sigma_{rm}^2 \propto 1/N$).

In un problema ben campionato il FOM si mantiene approssimativamente costante in funzione del numero N di storie. Il tempo di calcolo dedicato, in media, a ciascuna storia è lo stesso.

5.2.4 Geometria

La geometria di MCNP tratta configurazioni 3-D di materiali introdotti in celle geometriche limitate da superfici semplici di primo e secondo grado e ellittiche di quarto grado. Le celle sono definite dalle intersezioni, unioni e complementi delle regioni limitate dalle superfici. Le superfici sono definite introducendo i coefficienti delle equazioni analitiche delle superfici, o per determinate tipologie, i punti sulle stesse. MCNP fornisce la possibilità di utilizzare modelli "macrobody", dove figure di base come sfere, parallelepipedi, cilindri possono essere unite attraverso gli operatori booleani. Oltre la possibilità di combinare figure di base, MCNP permette di combinare regioni geometriche definite da superfici semplici di primo e secondo ordine ed ellittiche mediante gli stessi operatori booleani. Il codice tratta le celle geometriche in un sistema di coordinate cartesiane.

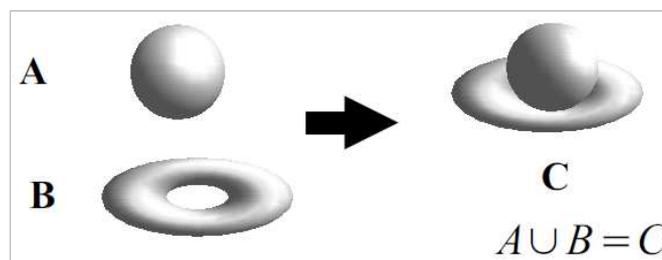


Figura 52 - Combinazione di figure semplici mediante gli operatori booleani.

Usando le superfici di confine specificate nelle card di cella, MCNP trasporta le particelle attraverso la geometria, calcolo le intersezioni tra la traiettoria con ogni superficie di confine, e trova la minima distanza positiva rispetto all'intersezione. Se la distanza della successiva collisione è maggiore di questa minima distanza e non ci sono sfere DXTRAN lungo la traiettoria, la particella lascia la cella corrente. Attraverso appropriate intersezioni di superfici, il codice trova la cella in cui la particella entrerà attraverso la valutazione del senso del punto d'intersezione di ogni superficie di cella. Quando MCNP trova la cella giusta, il calcolo di trasporto continua.

Celle

Quando le celle vengono definite, un concetto estremamente importante è il senso di tutti i punti in una cella rispetto le superfici di confine. Supponiamo che $s=f(x,y,z)=0$ è l'equazione di una superficie. Per ogni set di punti (x,y,z) , se:

- $s=0$ i punti sono sulla superficie;
- $s<0$ i punti hanno un senso negativo rispetto la superficie;
- $s>0$ i punti hanno un senso positivo rispetto la superficie.

Ogni cella è descritta da un numero di cella, dal numero e densità del materiale che la costituisce, seguite da una lista di operatori e superfici che limitano la cella. Il numero e la densità del materiale vengono sostituiti dal numero 0 per indicare una cella vuota. Ogni superficie divide tutto lo spazio in 2 regioni, una con senso positivo rispetto la superficie e l'altra negativo. La descrizione della geometria definisce la cella mediante intersezioni, unioni e/o complementi di un elenco di regioni.

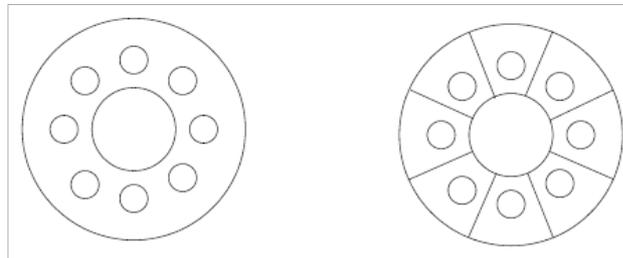


Figura 53 - Stessa geometria con una definizione differente di cella.

Superfici

In MCNP sono disponibili superfici semplici di primo e secondo grado e quelle ellittiche di quarto grado. Le superfici sono indicate da codici mnemonici come C/Z per un cilindro parallelo all'asse Z, GQ per un cilindro a orientamento arbitrario, SQ per un paraboloide parallelo a un asse coordinato. Sono disponibili 29 codici mnemonici in MCNP, ognuno dei quali rappresenta vari tipi di superficie.

Ci sono due modi per specificare i parametri di superficie in MCNP: (1) fornendo i parametri necessari per soddisfare l'equazione di superficie e (2) specificando i punti geometrici noti su una superficie, definendone le coordinate rispetto agli assi coordinati:

- 1) Il primo modo per definire una superficie è utilizzare uno dei codici mnemonici e calcolare i coefficienti appropriati necessari per soddisfare l'equazione della superficie.

Per esempio, una sfera di raggio 3.62 cm con centro nel punto (4,1,-3) è definita dalla stringa S 4 1 -3 3.62

Un ellissoide i cui assi non sono paralleli agli assi coordinati è definita dal codice mnemonico GQ più 10 coefficienti dell'equazione quadratica generale. Calcolare i

coefficienti può non essere banale, ma l'operazione è estremamente facilitata definendo un sistema di coordinate ausiliario i cui assi coincidano con gli assi dell'ellissoide. L'uso delle superfici SQ e GQ è condizionato dall'orientazione degli assi.

Si dovrebbero sempre utilizzare le superfici più semplici possibili per la descrizione della geometria.

- 2) Il secondo modo di definire una superficie è di inserire i punti noti sulla stessa. Questo metodo è utile quando si vuole caricare la geometria da un modello di cui si conoscono le coordinate delle intersezioni delle superfici o punti sulle stesse. Quando tre o più superfici si intersecano in un punto, questo secondo metodo produce un punto di intersezione quasi perfetto se il punto in comune è utilizzato per la specifica della superficie. È estremamente complicato definire le intersezioni delle superfici se esse sono specificate mediante i coefficienti analitici delle equazioni. Se l'intersezione non è ben specificata, può provocare la perdita indesiderabile di particelle. Ci sono comunque delle limitazioni che devono essere osservate quando si specificano le superfici mediante punti, limitazioni non presenti nella specifica mediante equazioni. Le superfici descritte dai punti devono essere piani obliqui o superfici di rotazione simmetriche agli assi x, y o z. Devono essere luoghi geometrici unici, reali e continui.

5.2.5 Materiali

Il codice MCNP permette di definire tutti i materiali presenti all'interno del modello costruito mediante le cards di superficie e di cella.

Ogni cella richiede come input un numero che identifica il mezzo di riempimento; tale numero viene richiamato dalle cards di materiale attraverso la quale si definiscono gli elementi chimici costituenti, con le loro frazioni in peso.

Gli elementi che costituiscono il mezzo da definire, vengono richiamati da librerie opportune mediante codici ZAID. Per ogni singolo elemento da definire la formulazione è del tipo:

ZZZAAA.nnX

La parte dello ZAID prima del punto decimale rappresenta una descrizione alfanumerica del materiale (ZZZ si riferisce al numero atomico, AAA si riferisce al numero di massa), mentre le due cifre dopo il punto si riferiscono alle differenti tabelle disponibili per lo stesso materiale (nn); l'ultimo carattere rappresenta la tipologia di cross-action da utilizzare (X).

5.2.6 Esempio di un file di input

Si riporta l'input per una struttura reticolare esagonale di barre a uranio arricchito.

Example 6-1, Struttura reticolo esagonale di barre di uranio

C	Solution cylinders cell cards					
1	1	9.8983e-2	-1 5 -4	u=1	imp:n=1	
2	0		-1 4	u=1	imp:n=1	
3	2	-2.7	-2 #1 #2	u=1	imp:n=1	
4	3	-1.0	2	u=1	imp:n=1	
5	0		-8 11 -7 10 -12 9	u=2	imp:n=1	
6	0		-13 6 -3	fill=2	imp:n=1	

7 3 -1.0 (13:-6) -3 15 -14 imp:n=1
 8 0 14:3:-15 imp:n=0

C Solution cylinders surface card

1 cz 7.6 \$ raggio esterno della soluzione
 2 cz 7.75 \$ raggio esterno del contenitore
 4 pz 23.4 \$ altezza soluzione
 5 pz 0.0 \$ base della soluzione

C Superfici 7-12 servono a definire il reticolo esagonale

7 p 1 1.73205 0 23.1 \$ superfici per la definizione del reticolo
 8 px 11.55
 9 p -1 1.73205 0 -23.1
 10 p 1 1.73205 0 -23.1
 11 px -11.55
 12 p -1 1.73205 0 23.1

C window surface

3 pz 40.0 \$ top del contenitore di alluminio
 6 pz -1.0 \$ bottom del contenitore di alluminio
 13 cz 32.0 \$ cilindro per definire la finestra

C superfici del riflettore

14 cz 52.0 \$ riflettore di acqua
 15 pz -21.0 \$ bottom del riflettore di acqua

C data cards

C material cards

m1 1001.62c 6.1063e-2 8016.62c 3.3487e-2 \$ composizione materiali
 9019.62c 2.9554e-3 92235.66c 1.3784e-3
 92238.66c 9.9300e-2

mt1 lwtr.60t

m2 13027.62c 1.0

m3 1001.62c 2 8016.62c 1

mt3 lwtr.60t

C criticality control cards

kcode 5000 1.0 50 250 \$ 5000 neutroni/ciclo, 250 cicli

ksrc 0 0 11.7 23.1 0 11.7 -23.1 0 11.7 \$ posizione delle sorgenti

-11.55 20.0 23.1 11.55 20.0 23.1

-11.55 -20.0 23.1 11.55 -20.0 23.1

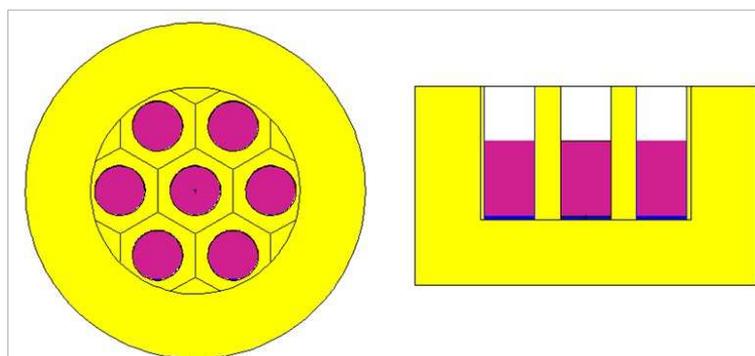


Figura 54 - Vista dei piani x-y e x-z.

5.2.7 Visual Editor

MCNP5 mette a disposizione un nuovo applicativo, Visual Editor (VE). Il VE rappresenta l'interfaccia grafica del codice, attraverso la quale è possibile semplificare notevolmente la compilazione del file di input. L'applicazione consente:

- di creare direttamente le superfici e le celle;
- di specificare i materiali di riempimento, le sorgenti, le tallies, ecc;
- di visualizzare immediatamente la geometria creata;
- di inizializzare il calcolo;
- di evidenziare in tempo reale i risultati dei diversi cicli di calcolo;
- di osservare i risultati dell'elaborazione.

Creazione di superfici

Il Visual Editor permette all'utente di creare qualsiasi superficie riconosciuta dal MCNP. Le superfici possono essere create digitando le coordinate esatte nella finestra di dialogo o cliccando direttamente sulla "board" a disposizione (per le superfici più semplici). Una volta creata, la superficie è subito visibile, anche se non ancora associata a una cella. Tale associazione potrà essere effettuata semplicemente selezionando le superfici di confine.

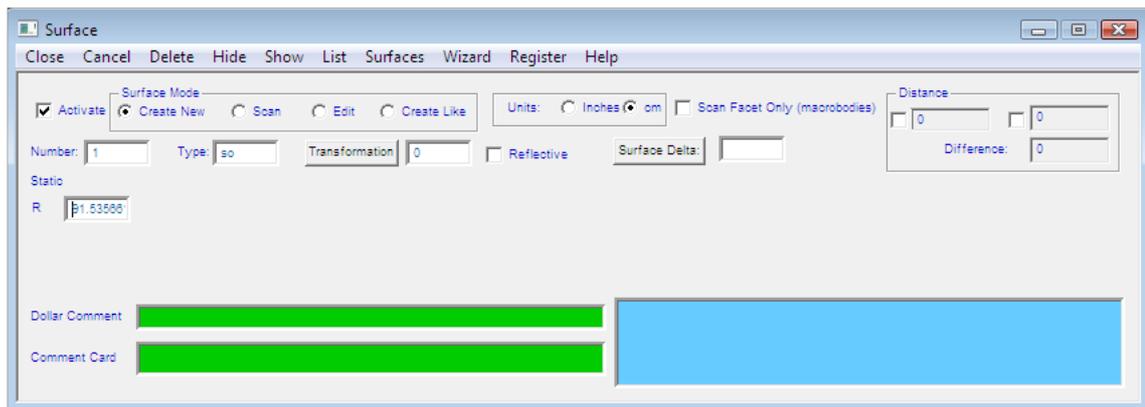


Figura 55 - Surface Window.

Creazione di Celle

VE permette la creazione di celle molto complesse, utilizzando una serie di operazioni di "taglia" e "incolla".

Con la compilazione manuale dell'input, è necessario che l'utente conosca tutti i numeri di riferimento delle superfici costituenti le celle; con quest'applicazione non vi è più questa necessità. Per creare una cella, l'utente deve solo selezionare le superfici che delimitano la cella e cliccare nel centro delle superfici per definire il senso corretto delle stesse. In VE è consigliabile creare una cella alla volta, in modo tale da individuare velocemente eventuali errori.

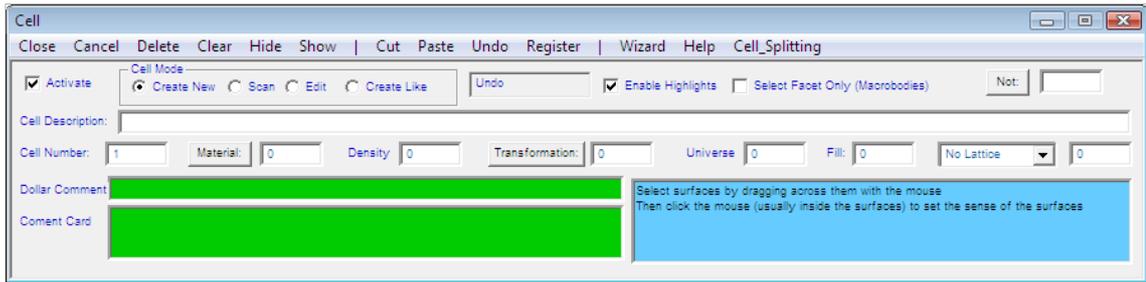


Figura 56 - Cell Window.

Materiali

L'applicativo VE legge il file xsdir, per consentire all'utente di specificare il materiale selezionando gli isotopi costituenti. Una volta creato un materiale, può essere memorizzato in una libreria cui l'utente può accedere in futuro per altri modelli MCNP.

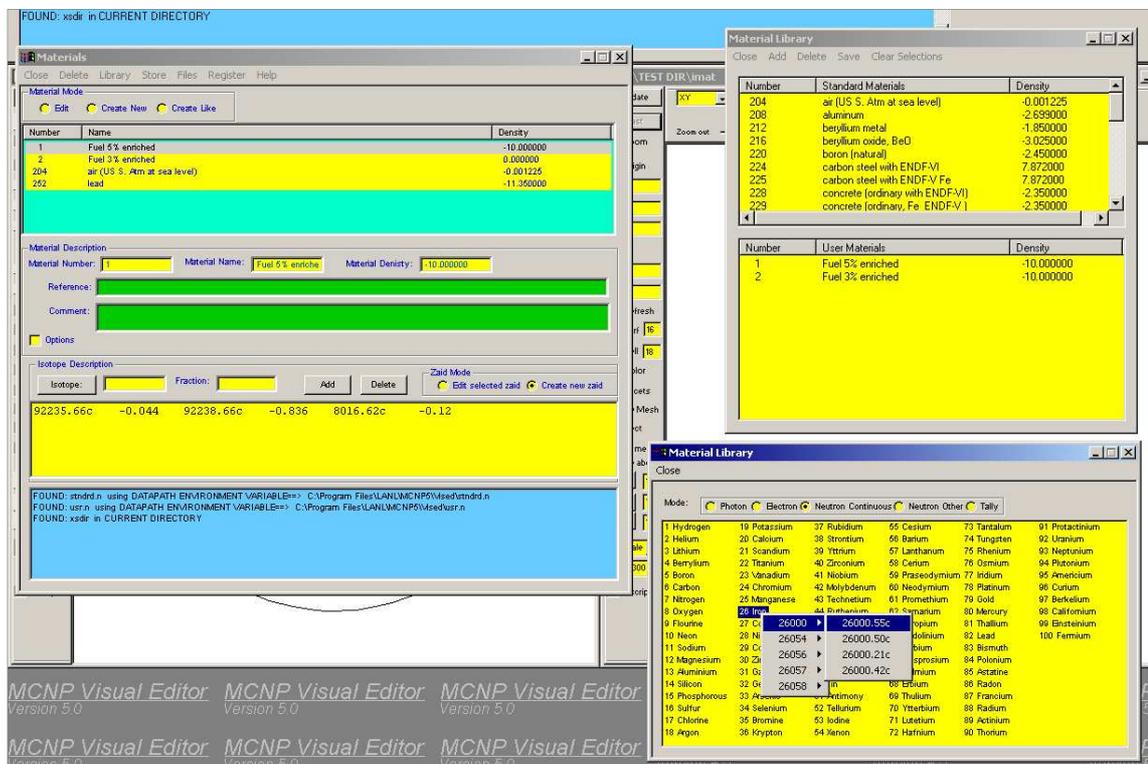


Figura 57 - Materials Window.

Creazione di un reticolo

Visual Editor permette all'utente di creare un reticolo indicando il numero di file, passi, innalzamento assiale. Viene creata una matrice di riempimento di default, che può essere successivamente modificata dall'utente selezionando la posizione della fila e le elevazioni per gli universi che compongono la matrice di riempimento. Una volta terminato, il VE creerà il reticolo e la matrice.

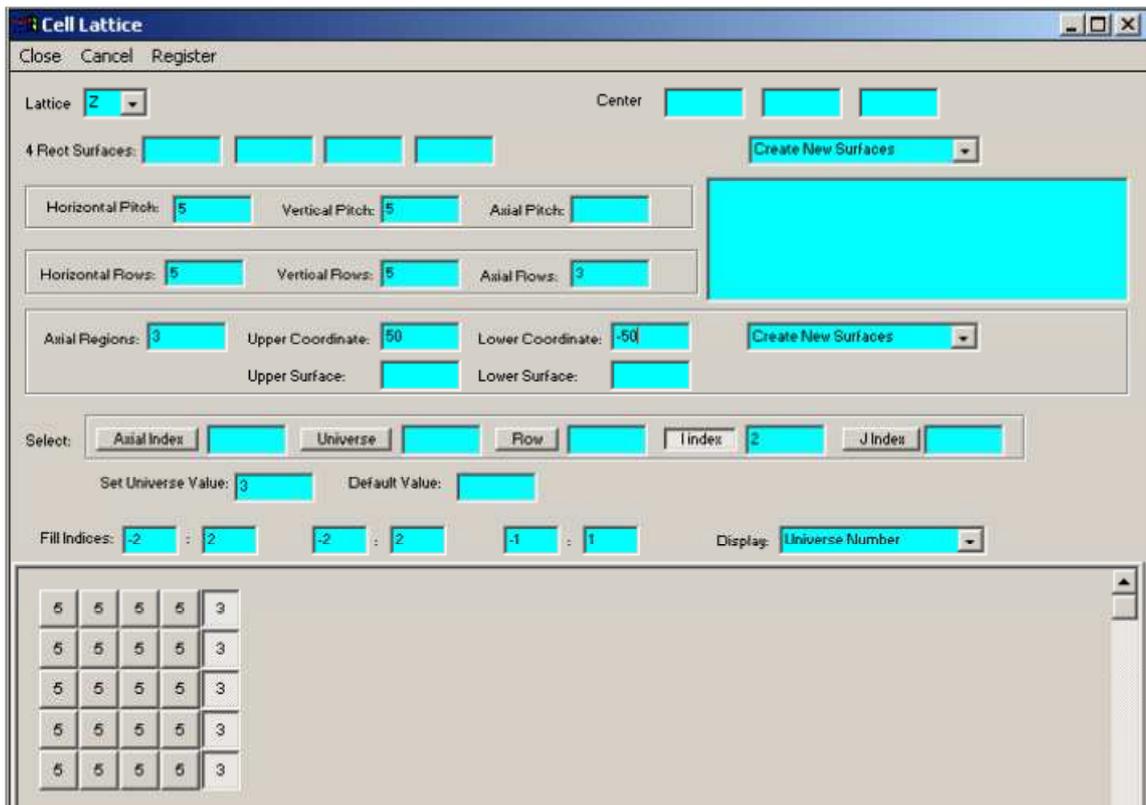


Figura 58 - Creazione di un reticolo.

[29]

5.3 Simulazione "INNER CORE" di ELSY

La prima simulazione MCNPX realizzata ha inteso verificare lo spettro neutronico del nocciolo del reattore LFR ELSY (cfr. Figura 16).

Al fine di ottenere risultati in tempi ragionevoli si è costruito dentro il codice il solo nocciolo interno (cfr. Figura 35) schematizzando ognuno dei 132 elementi come mostrato in Figura 59.

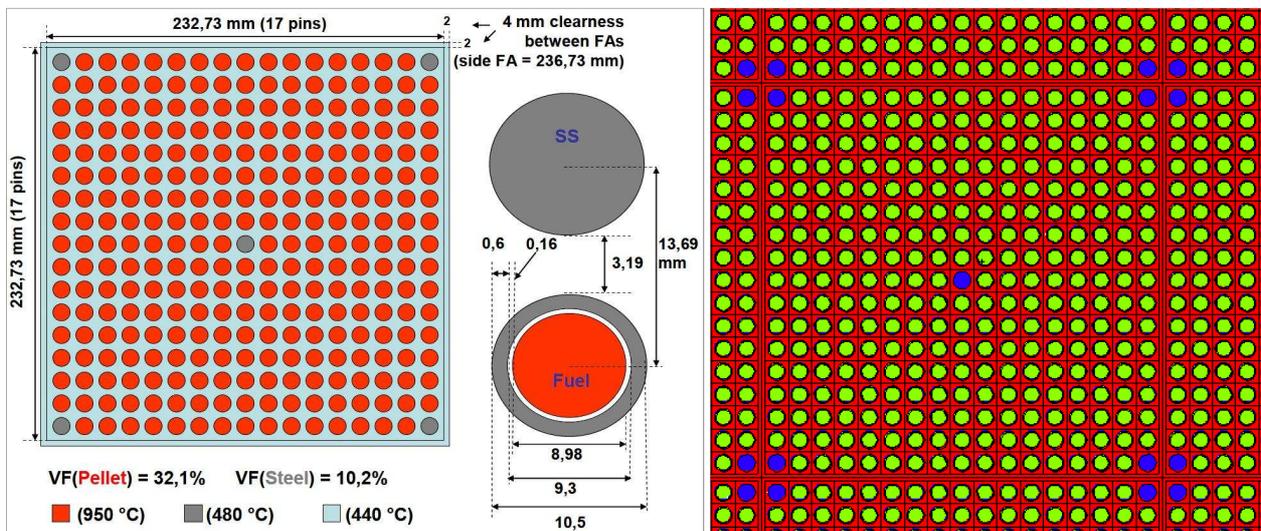


Figura 59 - Schematizzazione dell'elemento di combustibile del reattore ELSY. A destra il disegno concettuale; a sinistra l'elaborazione grafica del VisualEditor di MCNPX.

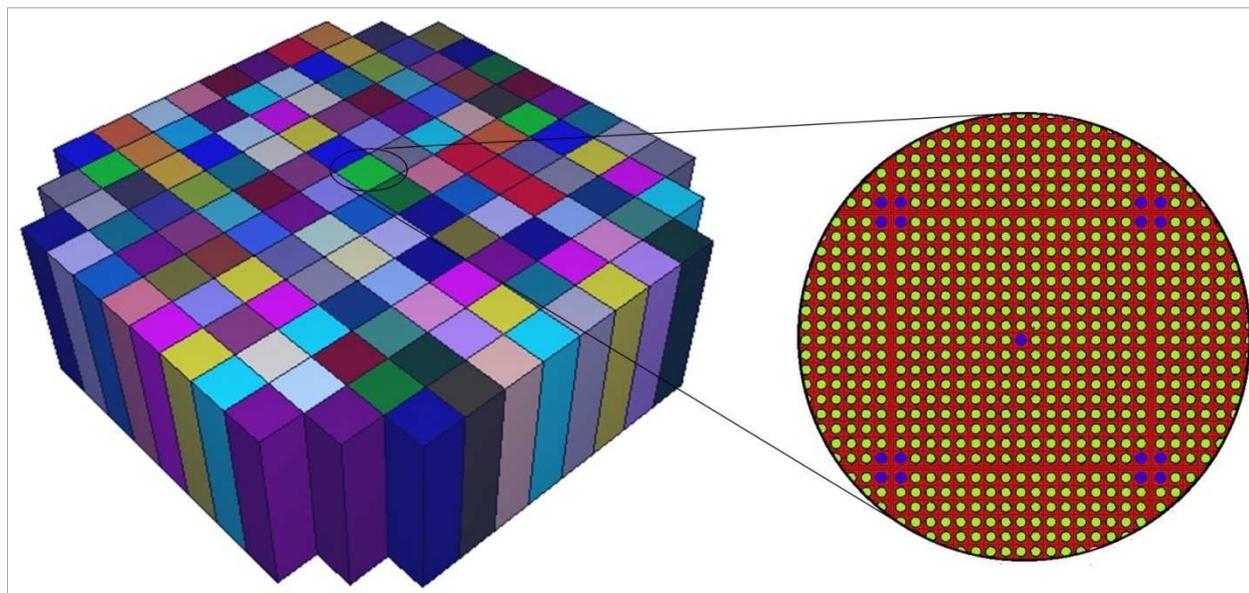


Figura 60 - Elaborazione grafica del nocciolo interno di ELSY costruito dentro il VisualEditor di MCNPX. Particolare dell'elemento di combustibile.

In Figura 60 è presentato l'intero nocciolo interno costruito attraverso il codice MCNPX. Non avendo a disposizione l'esatta composizione del combustibile e dei materiali strutturali, si è proceduto a combinare i dati provenienti dalle diverse pubblicazioni disponibili, ipotizzando le seguenti composizioni in massa per i materiali implementati:

m1: acciaio		m2: combustibile		m5: piombo	
isotopo	wt. [%]	isotopo	wt. [%]	isotopo	at. [%]
⁵⁰ Cr	0,83	¹⁶ O	12,18	²⁰⁶ Pb	24,44
⁵² Cr	16,05	²³⁴ U	0,002	²⁰⁷ Pb	22,42
⁵³ Cr	1,82	²³⁵ U	0,31	²⁰⁸ Pb	53,12
⁵⁴ Cr	0,45	²³⁸ U	75,73		
⁵⁴ Fe	4,28	²³⁸ Pu	0,31		
⁵⁶ Fe	67,26	²³⁹ Pu	6,21		
⁵⁷ Fe	1,55	²⁴⁰ Pu	2,96		
⁵⁸ Fe	0,21	²⁴¹ Pu	1,28		
⁵⁸ Ni	5,13	²⁴² Pu	0,88		
⁶⁰ Ni	1,98	²⁴² Am	0,13		
⁶¹ Ni	0,09				
⁶² Ni	0,27				
⁶⁴ Ni	0,07				

Tabella 16 - Composizione dei materiali implementati nella simulazione del nocciolo interno di ELSY con MCNPX.

Relativamente al combustibile, la composizione specificata risulta in un arricchimento massico del MOX in Pu del 13,4%, per un arricchimento in fissile complessivamente corrispondente ad 8,9%. Per quanto concerne le densità, si è ipotizzato:

	$\left[\frac{\text{g}}{\text{cm}^3}\right]$
m1: acciaio	7,8
m2: combustibile	9,5
m5: piombo	10,47

Tabella 17 - Densità prescelte per i materiali implementati nella simulazione del nocciolo interno di ELSY con MCNPX.

Posizionando 4 sorgenti di criticità in opportune posizioni, attraverso un running di 250 cicli al k_{eff} (con il taglio dei primi 25), con 10000 n/ciclo, si è effettuato un calcolo di criticità per il nocciolo in Figura 60: avendo avuto cura di posizionare al centro di nocciolo una tally di misura del flusso neutronico (con binning di 100 eV/canale), si è ricavato lo spettro neutronico simulato riportato in Figura 61.

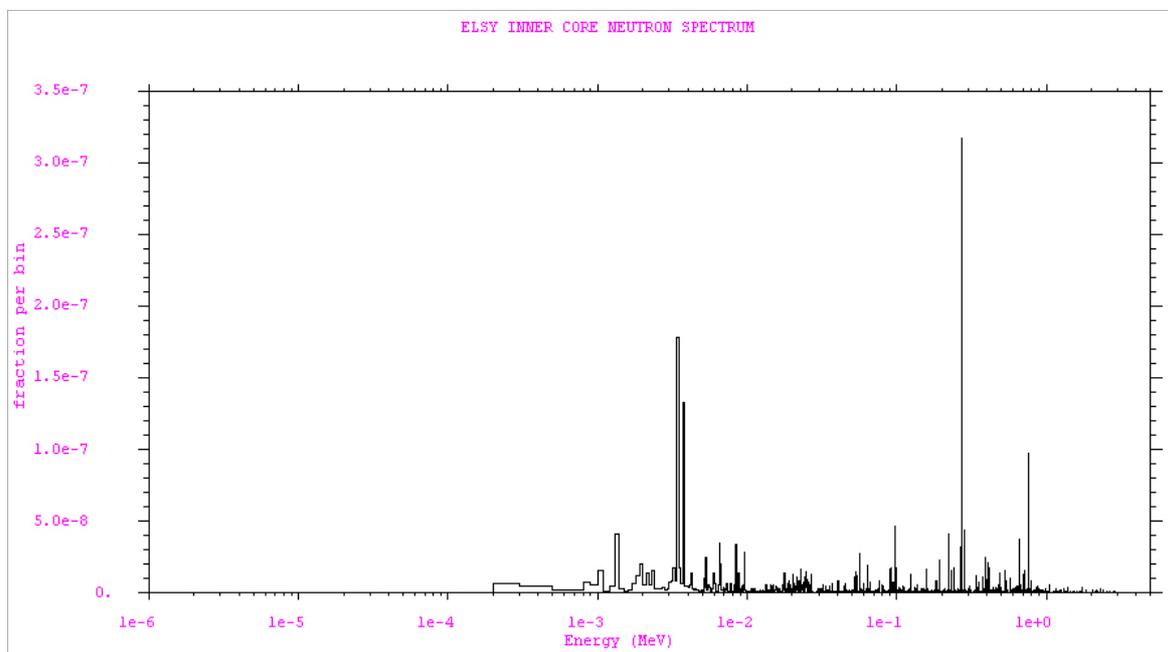


Figura 61 - Spettro neutronico del nocciolo interno di ELSY simulato con un calcolo di criticità, attraverso il codice MCNPX.

Come risulta graficamente evidente, la popolazione neutronica di reattore è distribuita in valori energetici tipicamente veloci, con una media posizionata nell'intorno dei 300 ÷ 400 keV. [1] [30]

5.4 Simulazione del nocciolo di DEMO

La seconda simulazione ha avuto come obiettivo la costruzione dentro MCNPX dell'intero nocciolo di DEMO, inclusa la sezione dei riflettori, al fine di ottenere la misura della distribuzione del flusso neutronico in alcuni punti strategici (cfr. Figura 36, Figura 62).

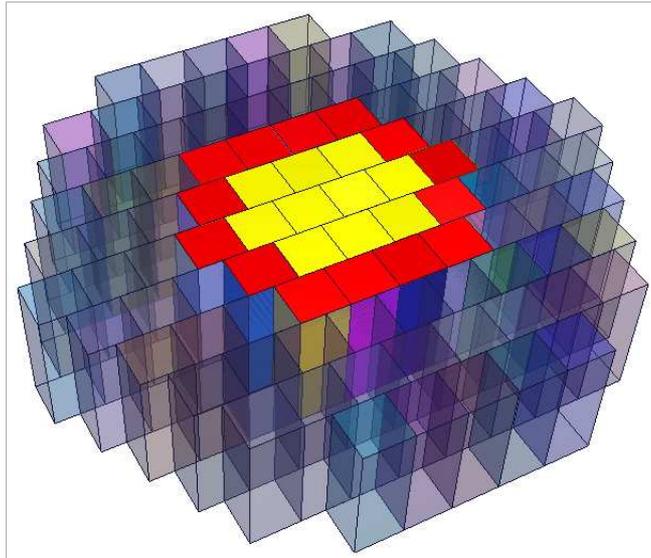


Figura 62 - Nocciolo di DEMO costruito dentro MCNPX. In evidenza il combustibile interno, il combustibile esterno e le ringhe di riflettori radiali.

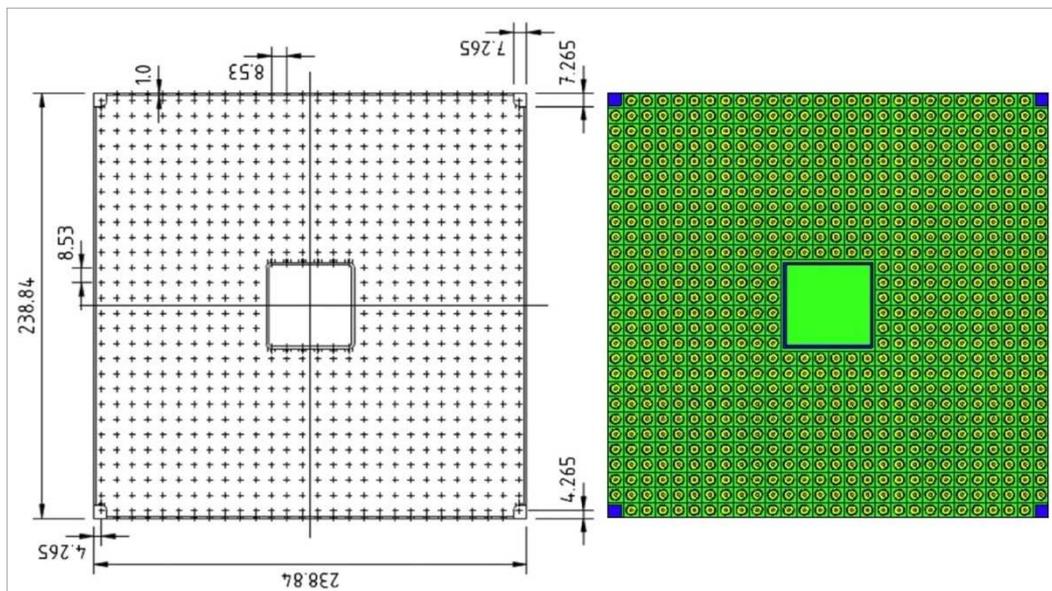


Figura 63 - Schematizzazione dell'elemento di combustibile di DEMO all'interno del codice MCNPX (dimensioni in mm).

Il nocciolo di DEMO consta di 10 elementi di combustibile interno –a basso arricchimento–, 14 elementi di combustibile esterno –a più alto arricchimento–, e 74 elementi riflettori radiali. I 24 elementi di combustibile sono stati costruiti ad un livello di dettaglio reale, simulando la sola parte attiva e ponendo riflettori assiali al di sopra e al di sotto, del medesimo materiale dei riflettori radiali. Gli elementi riflettori radiali sono stati simulati, invece, come “scatole” omogenee di un materiale misto piombo/acciaio (85% vol./15% vol.), non avendo a disposizione l’esatto schema costruttivo.

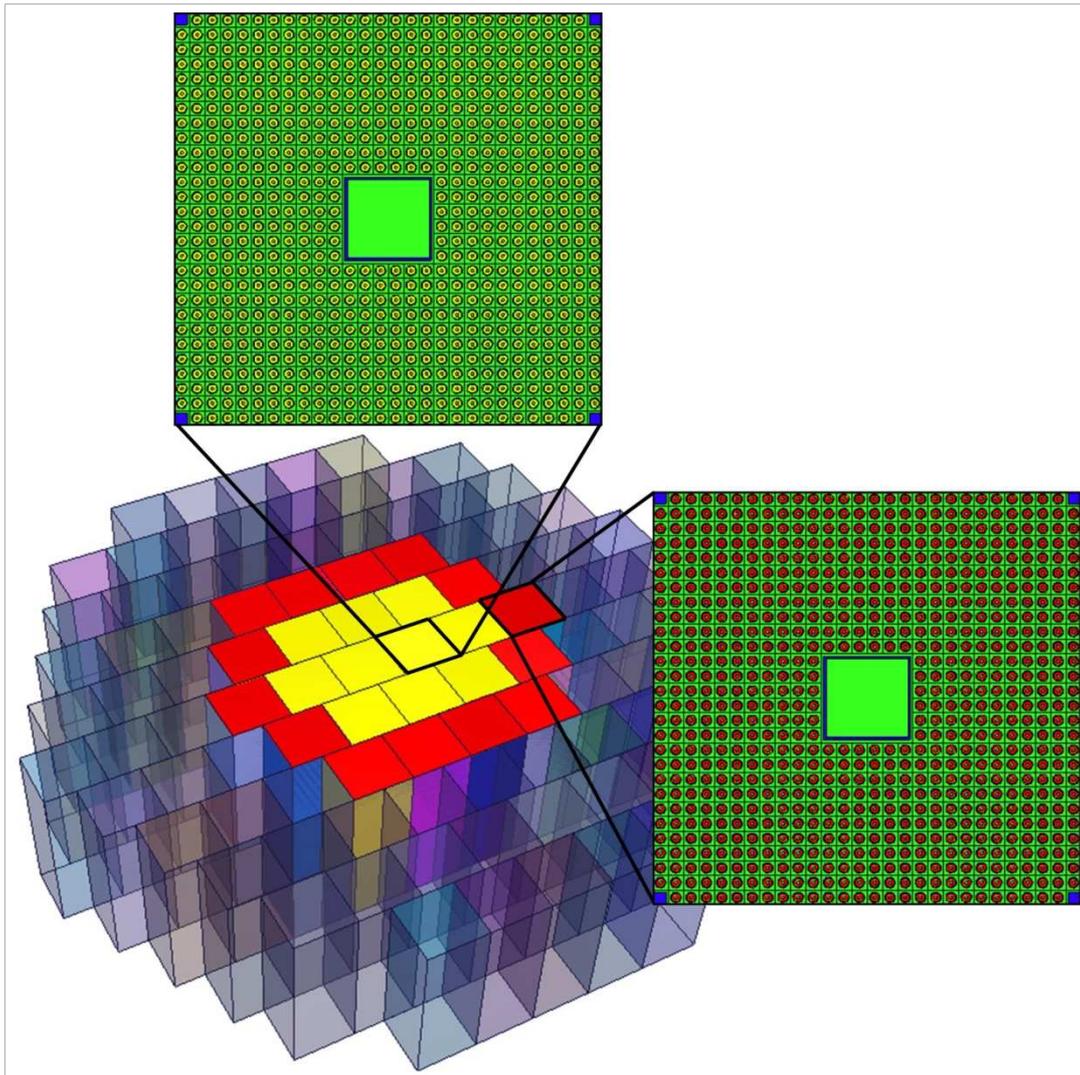


Figura 64 - Nocciolo di DEMO costruito dentro MCNPX. Zoom degli elementi di combustibile interno ed esterno.

Il combustibile risulta essere un MOX convenzionale, con rapporto stechiometrico 1,97, in forma di pellets anulari per limitare la temperatura al centro di barretta e, contemporaneamente, ridurre la densità media e al fine di raggiungere gli elevati obiettivi di burn-up previsti (100 GWd/t_{Heavy Metal}) senza che vi siano danneggiamenti alle barrette di combustibile.

Le composizioni prescelte per i materiali implementati nella simulazione sono riportate in Tabella 18. Relativamente al combustibile, la composizione specificata risulta in un arricchimento massico in Pu del MOX interno del 29,3% e del MOX esterno del 32,2%, per un arricchimento in fissile complessivamente corrispondente a 18,73% e 20,55% per il MOX interno ed esterno, rispettivamente.

m1: acciaio		m2: combustibile interno		m4: combustibile esterno		m5: piombo	
isotopo	wt. [%]	isotopo	wt. [%]	isotopo	wt. [%]	isotopo	at. [%]
⁵⁰ Cr	0,83	¹⁶ O	11,66	¹⁶ O	11,66	²⁰⁶ Pb	24,44
⁵² Cr	16,05	²³⁴ U	0,002	²³⁴ U	0,002	²⁰⁷ Pb	22,42
⁵³ Cr	1,82	²³⁵ U	0,252	²³⁵ U	0,242	²⁰⁸ Pb	53,12
⁵⁴ Cr	0,45	²³⁶ U	0,006	²³⁶ U	0,006		
⁵⁴ Fe	4,28	²³⁸ U	62,20	²³⁸ U	59,65		

^{56}Fe	67,26	^{238}Pu	0,604	^{238}Pu	0,664
^{57}Fe	1,55	^{239}Pu	14,72	^{239}Pu	16,18
^{58}Fe	0,21	^{240}Pu	6,988	^{240}Pu	7,680
^{58}Ni	5,13	^{241}Pu	1,580	^{241}Pu	1,736
^{60}Ni	1,98	^{242}Pu	1,991	^{242}Pu	2,188
^{61}Ni	0,09				
^{62}Ni	0,27				
^{64}Ni	0,07				

Tabella 18 - Composizione in frazioni massiche dei materiali implementati nella simulazione del nocciolo di DEMO con MCNPX.

Per quanto concerne le densità, si è ipotizzato:

	$\left[\frac{\text{g}}{\text{cm}^3}\right]$
m1: acciaio	7,8
m2: combustibile interno	9,5
m4: combustibile esterno	9,5
m5: piombo	10,47

Tabella 19 - Densità prescelte per i materiali implementati nella simulazione del nocciolo di DEMO con MCNPX.

Posizionando una sorgente di criticità in opportuna posizione, attraverso un running di 250 cicli al k_{eff} (con il taglio dei primi 25), con 10000 n/ciclo, si è effettuato un calcolo di criticità per il nocciolo in Figura 64.

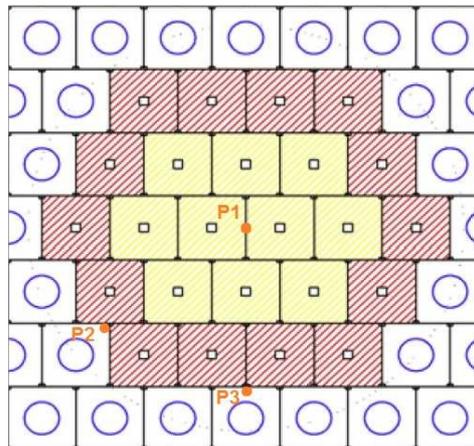


Figura 65 - Posizionamento delle tallies di MCNPX nel nocciolo di DEMO. I punti di misura sono posti tutti a metà altezza del nocciolo.

In Figura 65 sono riportati i punti di misura in cui sono state posizionate le tallies¹⁴ del codice. Di seguito, gli spettri risultanti (con binning¹⁵ di 100 eV/canale).

¹⁴ Ovvero le card del codice che simulano il rivelatore. Generalmente sono punti, superfici o volumi in cui si vuole conoscere una certa grandezza.

¹⁵ Ovvero il passo della discretizzazione energetica prescelto.

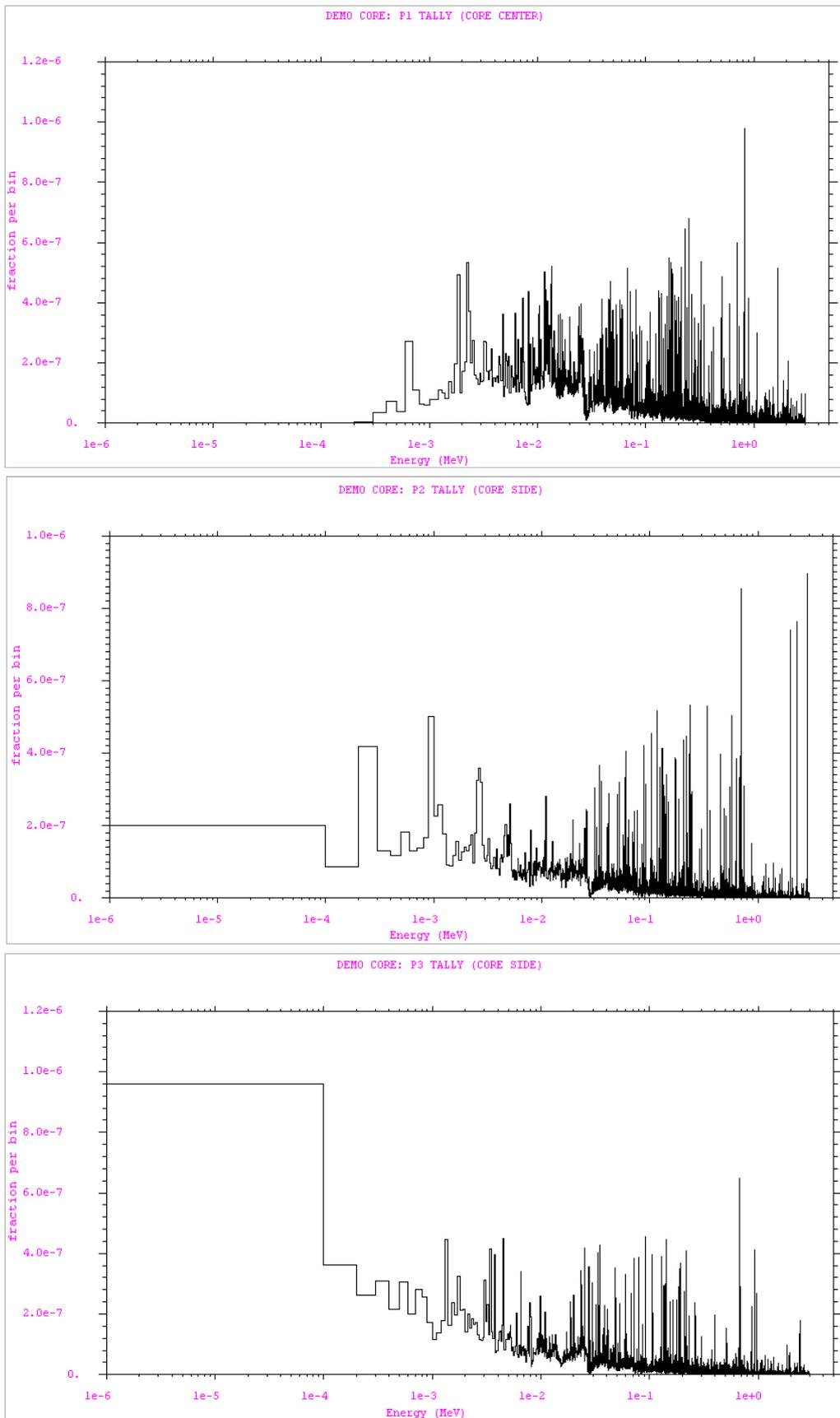


Figura 66 – Spettri neutronici relativi alle tallies P1, P2, P3 in Figura 65.

Evidentemente, per i punti P2 e P3 si ha un maggiore scattering dovuto al riflettore radiale che porta i neutroni ad energie inferiori rispetto a quelle rilevate nel punto P1 (cfr. Figura 66). Ciò ha comportato la necessità di andare ad analizzare anche una porzione di spettro alle più basse energie per le posizioni dette. Adottando un binning di 1 eV/canale, di seguito gli spettri P2 e P3 alle basse energie.

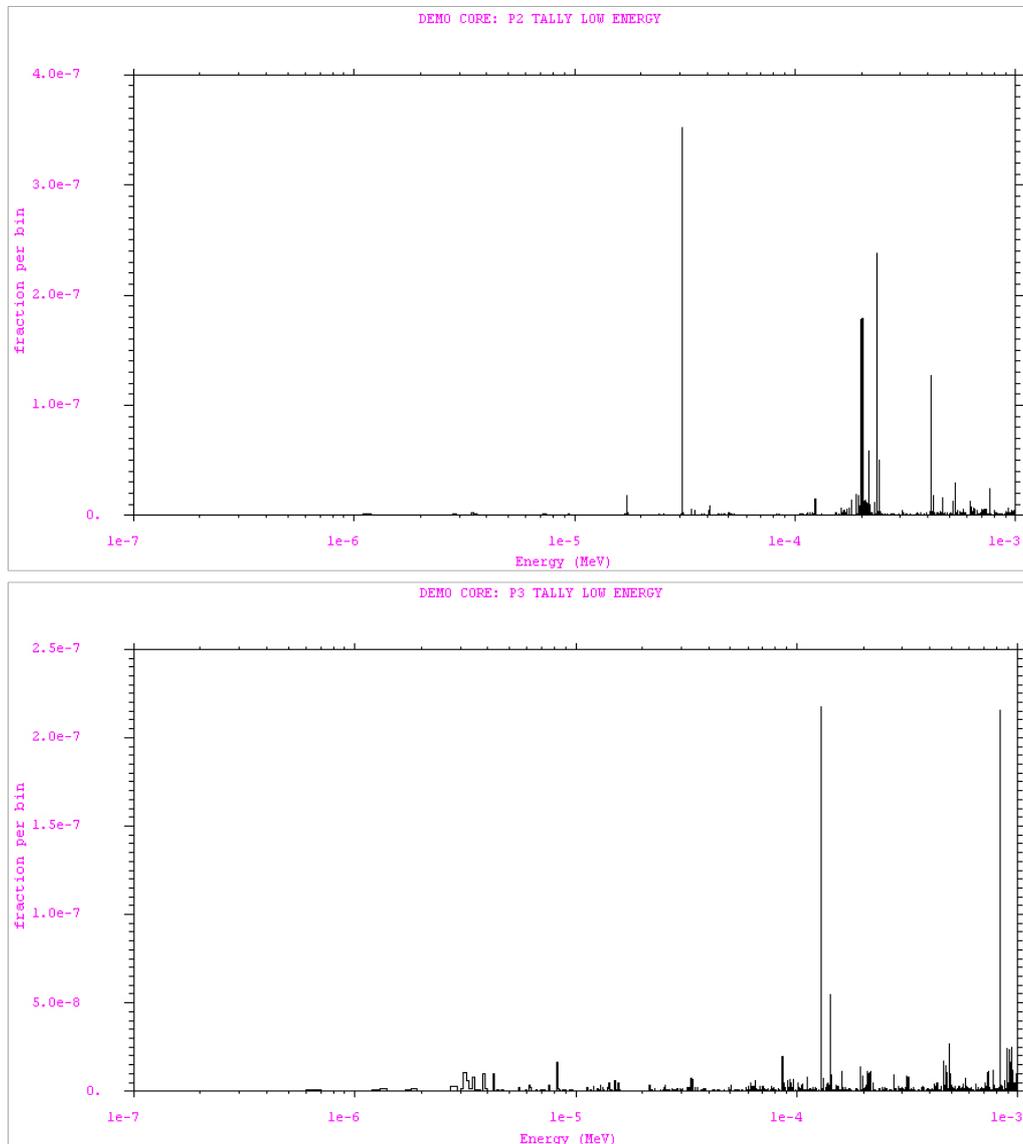


Figura 67 - Spettri neutronici alle basse energie per le tallies P2, P3 in Figura 65.

Come è evidente, la posizione P3 è quella che presenta le maggiori componenti neutroniche alle basse energie: ciò era prevedibile considerando che esso è il punto più “lontano” dalla sorgente neutronica veloce costituita dal nocciolo.

[25]

5.5 Simulazione del reattore SSTAR

La simulazione del reattore SSTAR ha inteso verificare la distribuzione neutronica in tutte le posizioni di reattore che potenzialmente possono ospitare dei rivelatori neutronici, così da comprendere bene quali tipologie di strumenti sono utilizzabili in ciascuna delle posizioni considerate.

Si è costruito dentro MCNPX il nocciolo del reattore con il riflettore radiale, il downcomer del refrigerante, il reactor vessel e il guard vessel.

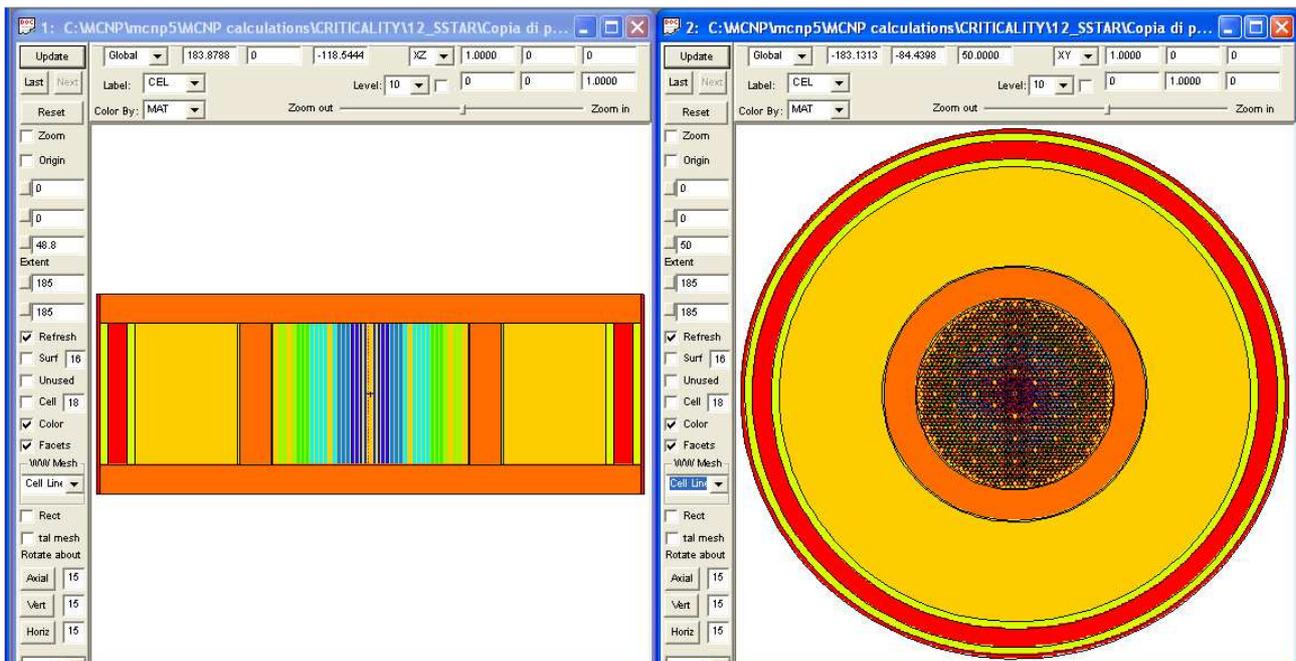
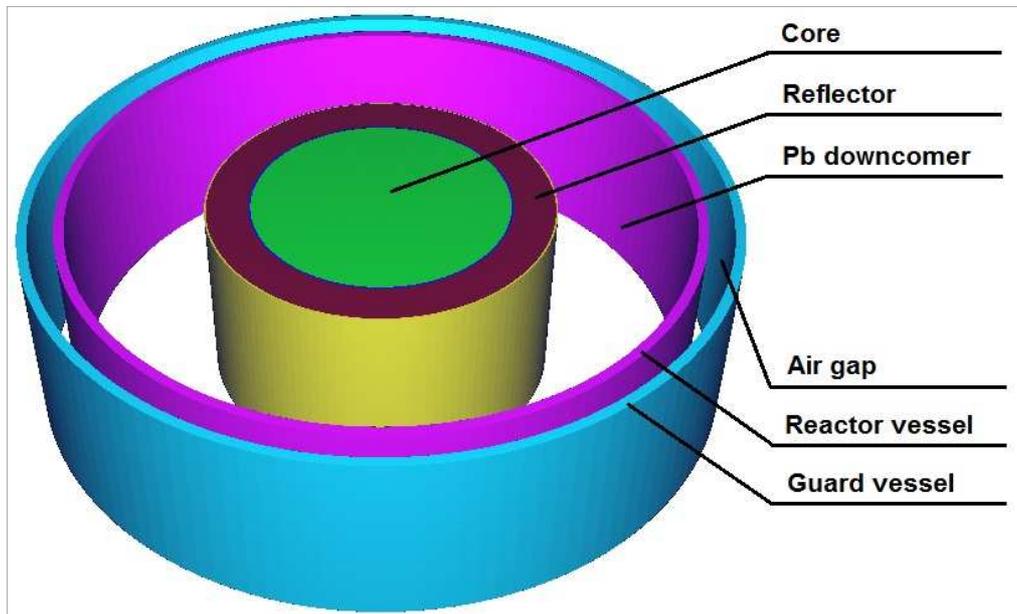


Figura 68 - Virola del nocciolo di SSTAR costruita all'interno di MCNPX.

Il nocciolo è stato simulato al livello di dettaglio più spinto possibile, sebbene sia stato necessario fare delle assunzioni laddove non si avevano dati a disposizione. Figura 68 mostra l'intera sezione simulata all'interno del codice mentre Figura 69 riporta la configurazione del nocciolo. Anche in questo caso si è simulata la sola parte attiva del reattore, andando a porre inferiormente e superiormente ad essa uno "schermo assiale fittizio" al fine di contenere ad un livello verosimile le fughe neutroniche dal nocciolo, ottenendo una simulazione ammissibile delle caratteristiche neutroniche.

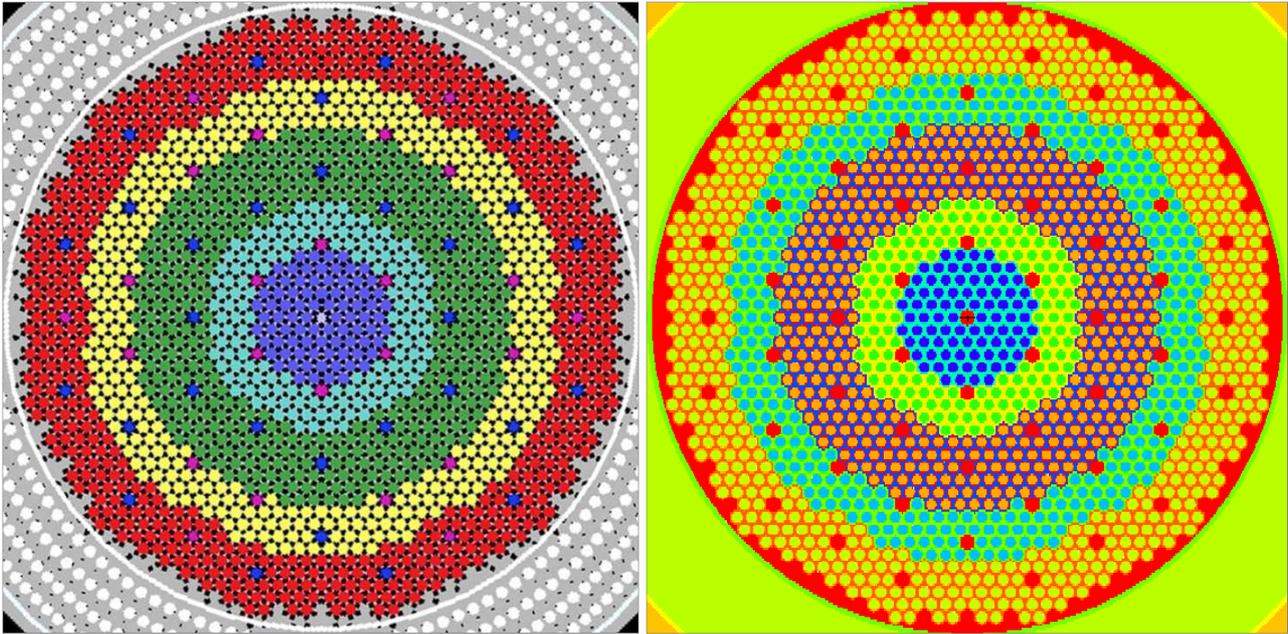


Figura 69 - Nocciolo di SSTAR costruito dentro MCNPX.

La particolarità del nocciolo di SSTAR è che a ciascun elemento corrisponde una sola barretta combustibile, di diametro significativo, con una camicia più consistente rispetto alle tradizionali soluzioni LFR: questo perché il nocciolo di tale reattore è pensato per un funzionamento “a cassetta” di 30 anni, senza rifornimento periodico; la longevità richiesta impone l’adozione di una struttura semplice, robusta ed affidabile, con minori danneggiamenti possibili al combustibile. Quest’ultimo si presenta in forma di mononitrati, proprio per la migliore stabilità e caratteristiche di resistenza a stress termico/neutronico di tali materiali rispetto ai convenzionali MOX.

Il nocciolo consta di 5 zone radiali a diverso arricchimento, con gli elementi più depleti al centro e quelli maggiormente arricchiti in fissile in periferia. La sua forma è $(U_{1-x} + Pu_x)N$ dove x è l’arricchimento in Pu della specifica zona.

	zone 1	zone 2	zone 3	zone 4	zone 5
$x = \frac{TRU}{TRU + U}$	1,7 %	3,5 %	17,2 %	19,0 %	20,7 %

Tabella 20 - Arricchimento in transuranici (TRU=Pu+Am) del metallo pesante costituente il combustibile (TRU+U) di SSTAR.

Pu		U		N	
isotopo	at. [%]	isotopo	at. [%]	isotopo	at. [%]
^{238}Pu	1,33	^{235}U	0,1	^{14}N	6,74
^{239}Pu	60,45	^{238}U	99,9	^{15}N	93,26
^{240}Pu	24,22				
^{241}Pu	8,28				
^{242}Pu	4,9				
^{241}Am	0,81				

Tabella 21 - Composizione atomica percentuale dei materiali di base combinati a costituire le diverse zone del combustibile di SSTAR.

A partire dalle composizioni isotopiche specificate in Tabella 21 si sono costruiti, quindi, 5 diversi combustibili a riempire le 5 zone del nocciolo. Si noti che l'azoto è arricchito artificialmente nel suo isotopo ^{15}N per la quasi totalità: questo per pervenire la trasformazione di ^{14}N in ^{14}C e limitare la cattura radiativa dell'azoto che è più significativa per l'isotopo ^{14}N che per il ^{15}N .

Per i materiali strutturali, il refrigerante e il riflettore, sono state utilizzate le composizioni specificate in Tabella 22.

acciaio		refrigerante		riflettore	
isotopo	at. [%]	isotopo	at. [%]	isotopo	at. [%]
C	0,73	^{206}Pb	24,44	^{206}Pb	14,36
Si	2,25	^{207}Pb	22,42	^{207}Pb	13,17
V	0,38	^{208}Pb	53,12	^{208}Pb	31,23
Cr	11,62			C	0,30
Mn	0,65			Si	0,93
Fe	82,96			V	0,16
Ni	0,61			Cr	4,79
Nb	0,18			Mn	0,27
Mo	0,43			Fe	34,21
W	0,19			Ni	0,25
				Nb	0,07
				Mo	0,18
				W	0,08

Tabella 22 - Altri materiali presenti nella simulazione di SSTAR.

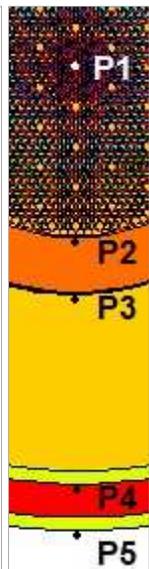
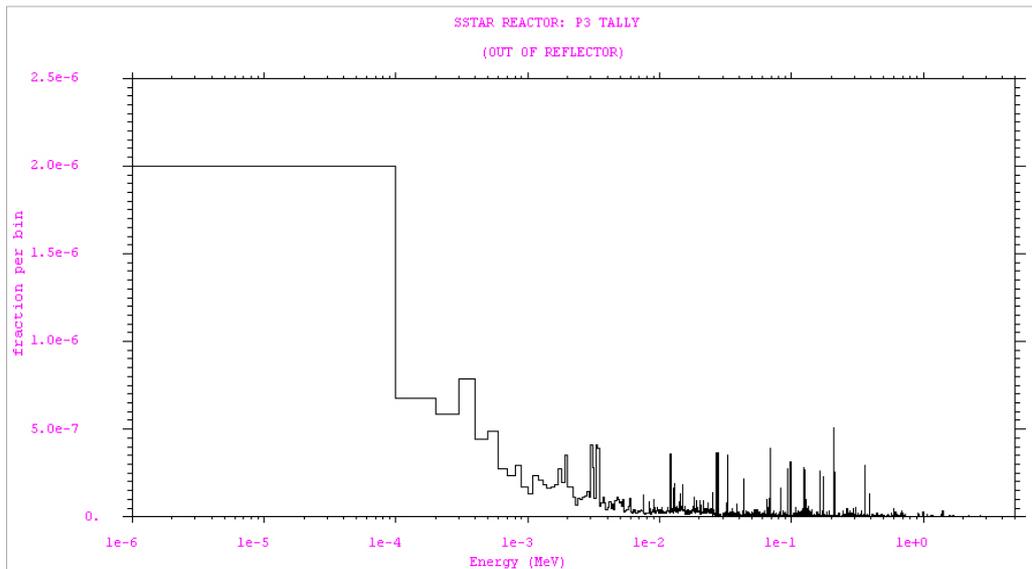
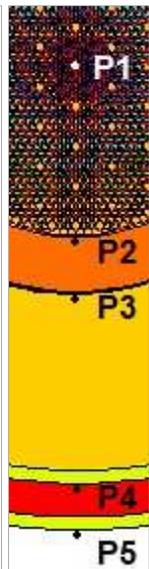
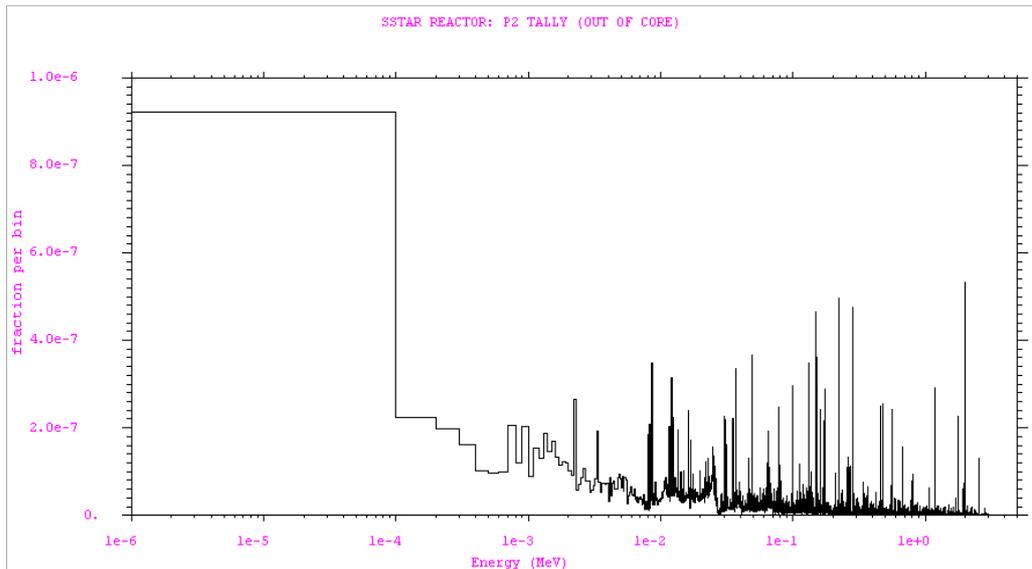
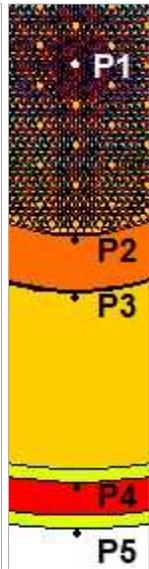
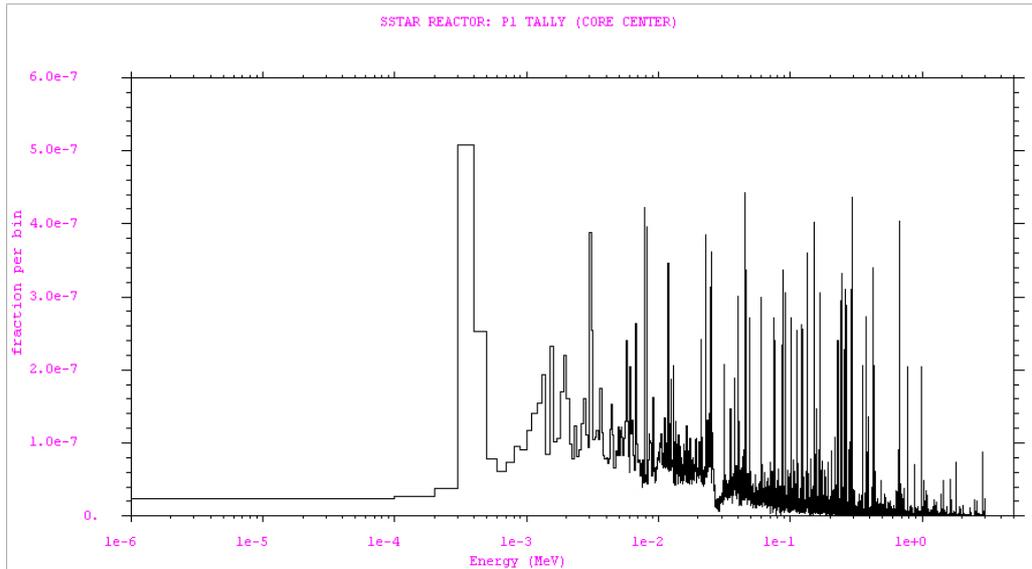
Per quanto concerne le densità, si è ipotizzato:

	$\left[\frac{\text{g}}{\text{cm}^3}\right]$
combustibile (90% T.D. ¹⁶)	11,8
acciaio	7,8
refrigerante	10,47
riflettore	10,0

Tabella 23 - Densità prescelte per i materiali implementati nella simulazione di SSTAR con MCNPX.

Posizionando delle sorgenti di criticità in opportune posizioni, attraverso un running di 250 cicli al k_{eff} (con il taglio dei primi 25), con 10000 n/ciclo, si è effettuato un calcolo di criticità per il nocciolo in Figura 68. Di seguito si riportano gli spettri neutronici simulati per le diverse posizioni d'interesse. Inizialmente sono state disposte le tallies per la spettrometria ad alta energia, con un binning di 100 eV/canale: i risultati in Figura 70. Evidentemente, essendo presente una coda alle basse energie non trascurabile (e sempre più importante allontanandosi dal centro del nocciolo) si è ritenuto necessario ripetere l'analisi andando ad indagare energie inferiori ai 100 eV.

¹⁶ Theoretical Density, densità teorica.



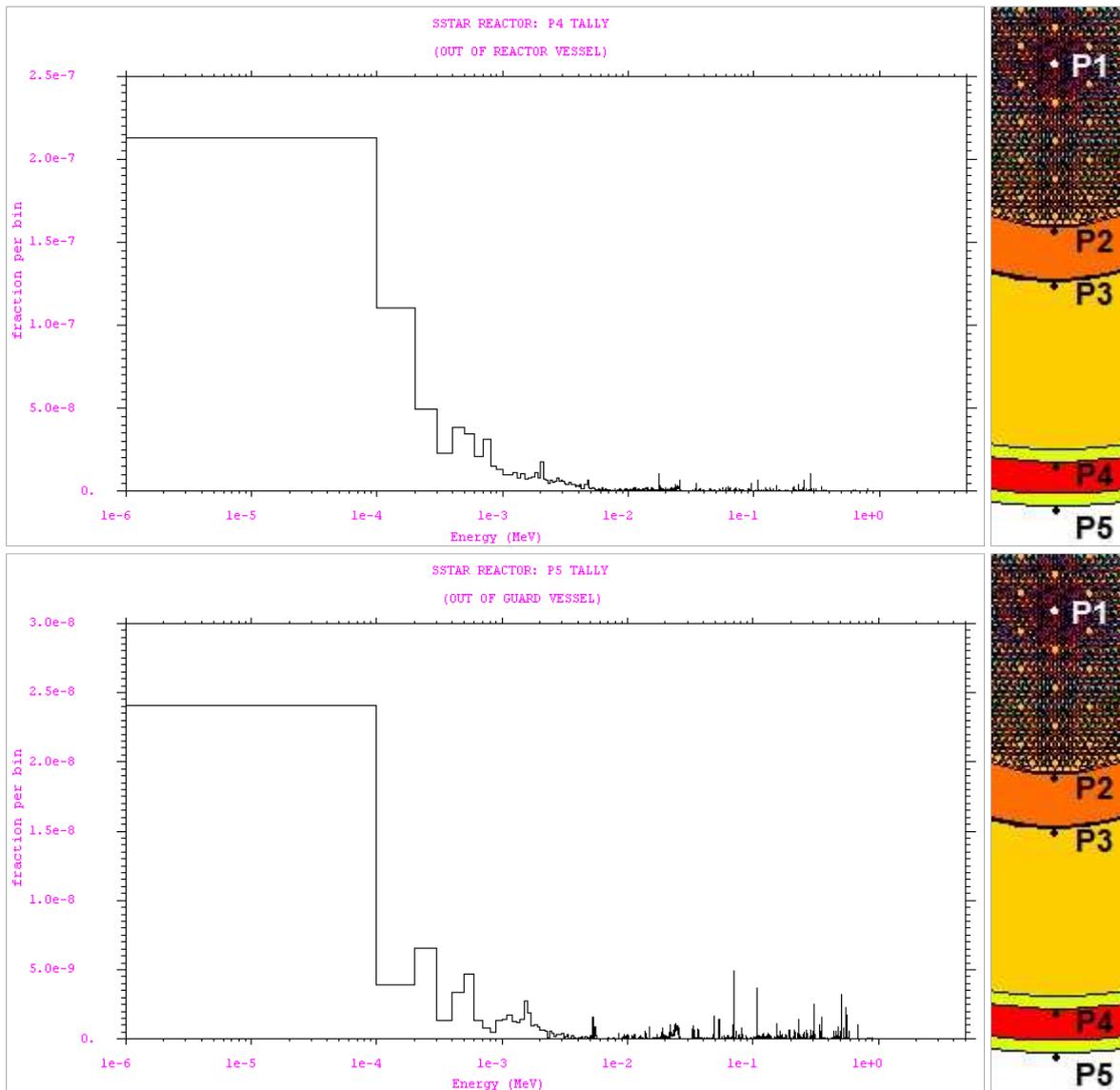
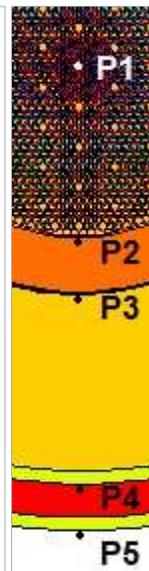
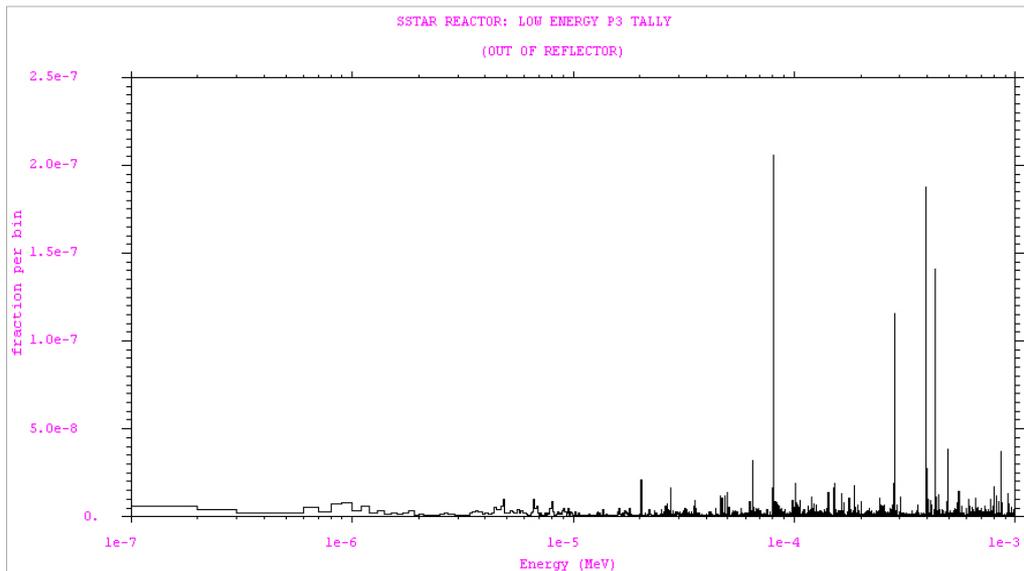
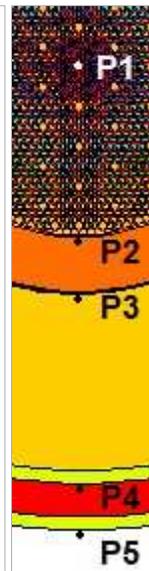
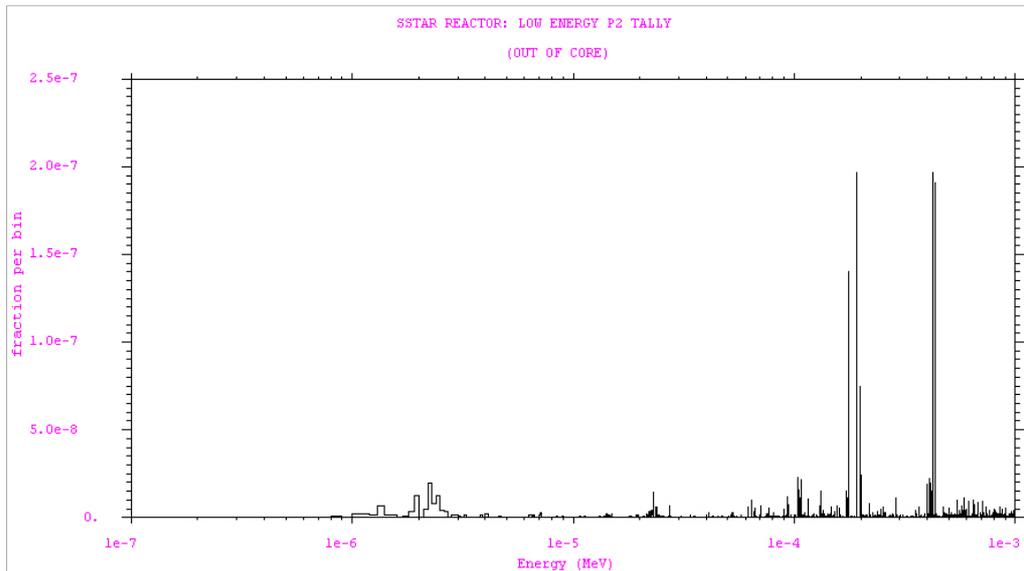
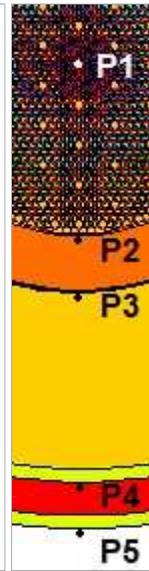
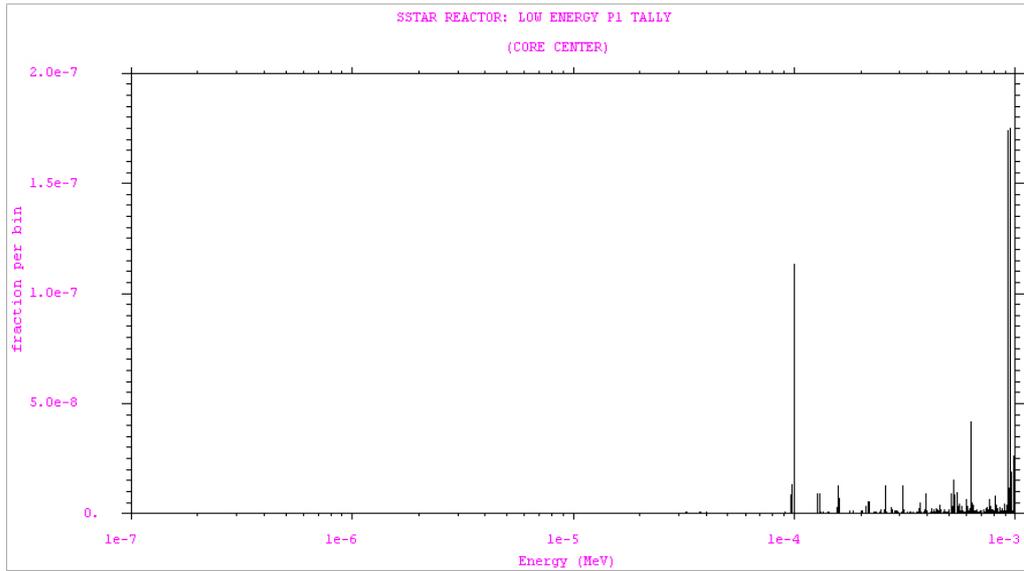


Figura 70 - Spettri neutronici ad alta energia, relativi al reattore SSTAR, simulati con MCNPX.

Di seguito si riportano gli spettri simulati alle basse energie, nell'intervallo da $1 \div 100$ eV, con un binning di un 1 eV/canale. Si noti che con i medesimi criteri di simulazione degli spettri alle alte energie, si ottengono, in questo caso, errori più significativi: nell'approfondimento del lavoro si terrà conto anche di questo aspetto e si farà in modo di ridurre opportunamente le relative varianze. Figura 71 riporta i detti spettri alle basse energie nei punti di interesse predisposti.



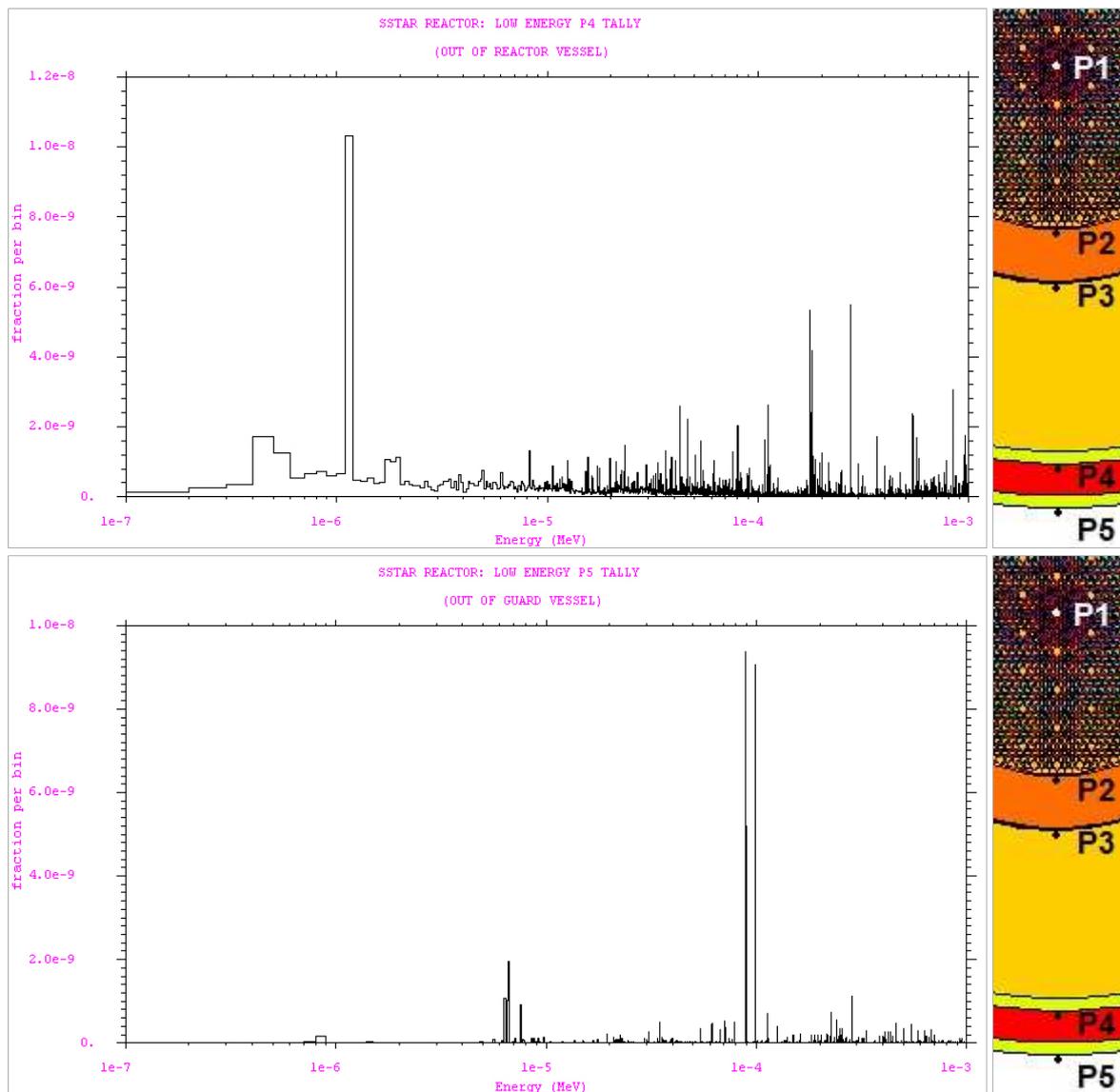


Figura 71 - Spettri neutronici a bassa energia, relativi al reattore SSTAR, simulati con MCNPX.

Come risulta evidente, la componente epitermica è tanto più significativa quanto più ci si allontana dal centro del nocciolo mentre quella più propriamente vicina alle energie termiche risulta maggiormente depressa nella tally al di fuori del guard vessel.

[31]

6. Proposta di un sistema di misura “in-core” per la mappatura del flusso neutronico

Il presente rapporto ha inteso presentare, per quanto disponibile nella letteratura scientifica, lo stato dell'arte dei LFR, in particolare per quanto riguarda diverse tipologie di nocciolo. L'obiettivo futuro più immediato è uno studio di fattibilità sui rivelatori per neutroni più appropriati per il monitoraggio locale di flusso neutronico, in grado di operare all'interno di un nocciolo LFR di riferimento. A tal fine saranno condotte estensive simulazioni MCNPX e, ove se ne presenti la possibilità, una volta realizzato un sistema prototipo, prime valutazioni sperimentali in facilities in grado di fornire spettri neutronici veloci.

Bibliografia

- [1] IAEA, "Status of Fast Reactor Research and Technology Development," IAEA, Vienna, 2012.
- [2] F. Frazzoli, *Lezioni di "Fisica Atomica e Nucleare"*, La Sapienza - Università di Roma, Roma, 2010.
- [3] U.S. NRC, "Diversity Strategies for Nuclear Power Plant Instrumentation and Control System," NRC - Office of Nuclear Regulatory Research, Oak Ridge, 2010.
- [4] IAEA, "Modern Instrumentation and Control for Nuclear Power Plants: A Guidebook," IAEA, Vienna, 1999.
- [5] L. Lepore, "Cap. 4 - Caso applicativo: il Reactor Protection System," in *Analisi delle incertezze nella stima dell'affidabilità del sistema di protezione di un reattore nucleare - Tesi di laurea triennale in Ingegneria Energetica*, La Sapienza - Università di Roma, Roma, 2010.
- [6] F. Morri, in *Tesi di laurea magistrale in ingegneria energetica e nucleare*, La Sapienza - Università di Roma, Roma, 2013.
- [7] Norwegian Radiation Protection Authority; RisØ National Laboratory, "Russian Nuclear Power Plants for Marine Applications," NKS, Roskilde, Denmark, 2006.
- [8] IAEA, "Predicted radionuclide release from marine reactor dumped in the Kara Sea," IAEA, Vienna, 1997.
- [9] C. Smith, "Lead-Cooled Fast Reactor (LFR) Design: Safety, Neutronics, Thermo Hydraulics, Structural Mechanics, Fuel, Core, and Plant Design," LLNL, Livermore, USA, 2010.
- [10] T. Allen and D. C. Crawford, "Lead-Cooled Fast Reactor Systems and the Fuels and Material Challenges," *Science and Technology of Nuclear Installations*, vol. 2007, no. Article ID 97486, p. 11, 2007.
- [11] Università Tecnica di Monaco, *Lead-Cooled Fast Reactor*, Garching bei München: TUM.
- [12] V. Domnich, S. Reynaud, R. A. Haber and M. Chhowalla, "Boron Carbide: Structure, Properties and Stability under Stress," *Journal of American Ceramic Society*, vol. 94, pp. 3605-3628, 2011.
- [13] CENTRONIX, *Fission Chamber General Data*, Croydon, Surrey, UK: CENTRONIX, 2005.
- [14] J. P. Trapp, S. Haan, L. Martin and J. L. P. M. Tixier, *High Temperature Fission Chamber: state-of-the-art*.
- [15] OECD, "In-Core Instrumentation and Reactor Core Assessment," in *Proceedings of a Specialists' Meeting*, Pittsburg, USA, 1-4 October 1991, 1991.
- [16] PHOTONIS, *High Temperature Fission Chamber CFUC07*, PHOTONIS, 2008.
- [17] PHOTONIS, *7mm diameter in-core fission chamber CFUE32*, PHOTONIS, 2008.
- [18] CENTRONIX, *BF3 Proportional Counter General Data*, Croydon, Surrey, UK: CENTRONIX, 2005.
- [19] R. McKeag, *He3 alternative technologies including boron lined tubelet clusters for waste assay*,

2010.

- [20] J. I. Sackett, "Measurement of thermal-hydraulic parameters in liquid-metal-cooled fast-breeder reactors," ANL, Idaho Falls, USA, 1983.
- [21] H. Olivier, "Thin Film Gauges and Coaxial Thermocouples for Measuring Transient Temperatures," RWTH, Aachen.
- [22] TEMPCO, *Thermocouples and Extension Wires*, TEMPCO.
- [23] J. Daw, J. Rempe, P. Ramuhalli, R. Montgomery, H. T. Chien, B. Tittman and B. Reinhardt, "NEET In-Pile Ultrasonic Sensor Enablement-FY 2012 Status Report," INL, Idaho, USA, 2012.
- [24] T. Jayakumar, C. B. Rao, J. Philip, C. K. Mukhopadhyay, J. Jayapandian and C. Pandian, "Sensors for monitoring components systems and processes," *International Journal on Smart Sensing and Intelligent Systems*, vol. 3, no. 1, 2012.
- [25] S. Bortot, P. C. Camprini, G. Grasso and C. Artioli, "Conceptual core design study for a high-flux LFR demonstrator," *Progress in Nuclear Energy*, vol. 54, pp. 56-63, 2013.
- [26] A. Alemberti, "The ALFRED project on Lead-cooled Fast Reactor," in *ESNII Conference - Advanced fission research in horizon 2010*, Brussel, 2010.
- [27] V. S. Smirnov, "Safety Features of a power unit with the BREST-OD-300 reactor," in *International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Safe Technologies and Sustainable Scenarios*, Paris, 2012.
- [28] V. S. Smirnov, "Lead-cooled Fast Reactor BREST - Project Status and Prospects," in *International Workshop on Innovative Nuclear Reactors Cooled by heavy liquid metals: status and perspective*, Pisa, 2012.
- [29] R. Remetti, *Il codice Monte Carlo*, vol. Dispense del corso di Strumentazione e controllo degli impianti nucleari, La Sapienza - Università di Roma, Roma.
- [30] C. P. Tzanos, J. J. Sienicki, A. Moiseyev, C. F. Smith and M. d. Caro, "Interim Status Report on Lead-cooled Fast Reactor (LFR) Research and Development," ANL, Argonne, USA, 2008.
- [31] J. J. Sienicki, A. Moiseyev, W. S. Yand, D. C. Wade, A. Nikiforova, P. Hanania, H. J. Ryu, P. Kulesza, S. J. Kim, W. G. Halsey, C. F. Smith, N. W. Brown, E. Greenspan, M. de Caro, N. Li, P. Hosemann, J. Zhang and H. Yu, "Status Report on the Small Secure Transportable Autonomous Reactor (SSTAR)/Lead-cooled Fast Reactor (LFR) and Supportin Research and Development," ANL - Nuclear Division Engineering, Argonne, 2006.

Workgroup

Romolo Remetti

Romolo Remetti ha conseguito la laurea in Ingegneria Nucleare nel 1982 e, successivamente, il Dottorato di Ricerca in Energetica. È abilitato all'esercizio della professione di Ingegnere ed è Esperto Qualificato di 3° grado. È Ricercatore Confermato nel SSD ING-IND/20 (Misure e Strumentazione Nucleare) e Professore Aggregato di Strumentazione e Controllo degli Impianti Nucleari e di Radioprotezione, per il Corso di Laurea Magistrale in Ingegneria Energetica dell'Università La Sapienza di Roma. È autore di più di cento pubblicazioni scientifiche.

Luigi Lepore

Nato a Napoli il 12 maggio 1987, consegue la laurea triennale in Ingegneria Energetica presso "La Sapienza" nel novembre 2010 con il massimo dei voti. Proseguendo alla magistrale nell'indirizzo nucleare, consegue il titolo nell'ottobre 2012 con il massimo dei voti. Vincitore del bando n°1/2013 SBAI-Sapienza relativamente all'attività di ricerca "Caratterizzazione radiometrica di barrette di combustibile nucleare per reattori veloci", nel marzo 2013 inizia la sua attività di collaborazione con l'università "La Sapienza". È abilitato all'esercizio della professione di Ingegnere.