



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



Ministero dello Sviluppo Economico

RICERCA DI SISTEMA ELETTRICO

Proposte di strumenti innovativi per misura di flussi in core

Fabrizio Pisacane

PROPOSTE DI STRUMENTI INNOVATIVI PER MISURA DI FLUSSI IN CORE

Fabrizio Pisacane (ENEA)

Novembre 2011

Report Ricerca di Sistema Elettrico

Accordo di Programma Ministero dello Sviluppo Economico – ENEA

Area: Governo, Gestione e sviluppo del sistema elettrico nazionale

Progetto: 1.3.2a fissione nucleare: metodi di analisi e verifica di progetti nucleari di generazione evolutiva ad acqua pressurizzata

Responsabile Progetto: Massimo Sepielli, ENEA

Titolo

Proposte di strumenti innovativi per misura di flussi in core

Descrittori

Tipologia del documento: Rapporto tecnico

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

Argomenti trattati: Strumentazione In-Core, Misure di flusso neutronico, Tecnologia dei reattori nucleari

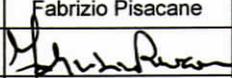
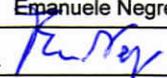
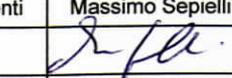
Sommario

Nel presente rapporto sono stati inclusi due studi: il primo è costituito da un'analisi sui criteri per la progettazione di strumentazione In-Core in EPR ed AP1000 ed il secondo è la riporta i risultati di una simulazione per la stima, basata su tecniche perturbative generalizzate, del punto di massima potenza lineare in un nocciolo ad acqua.

Note

Copia n.

In carico a:

2			NOME			
			FIRMA			
1			NOME			
			FIRMA			
0	EMISSIONE		NOME	Fabrizio Pisacane	Emanuele Negrenti	Massimo Sepielli
			FIRMA			
REV.	DESCRIZIONE	DATA	REDAZIONE	CONVALIDA	APPROVAZIONE	

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione PAR2010-ENEA-LC1-031	Rev. 0	Distrib.	Pag. 2	di 5
--	---	------------------	-----------------	------------------	----------------

INDICE

Introduzione	pag. 3
Allegato 4 (PAR2010-ENEA-LC1-006)	pag. 4
Allegato 5 (PAR2010-ENEA-LC1-007)	pag. 5

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	PAR2010-ENEA-LC1-031	0		3	5

Introduzione

Il presente rapporto è costituito da due parti, che sono state svolte in stretta collaborazione tra gli esperti delle Unità tecnico-scientifiche ENEA coinvolte nelle tematiche ed il Consorzio CIRTEN:

- 1) Criteri per la progettazione di strumentazione in-core in EPR ed AP1000: un confronto tra due approcci alla sicurezza;
- 2) Stima del punto di massima potenza lineare in un nocciolo ad acqua: una valutazione numerica basata su tecniche perturbative generalizzate.

Per le due parti sono stati prodotti singoli rapporti CIRTEN (PAR2010-ENEA-LC1-006 e PAR2010-ENEA-LC1-007) che sono qui forniti come allegato.

Titolo

Criteria per la progettazione di strumentazione In-Core in EPR ed AP1000: un confronto tra due approcci alla sicurezza

Ente emittente CIRTEN

PAGINA DI GUARDIA

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

Argomenti trattati: strumentazione in-core, misure di flusso neutronico.

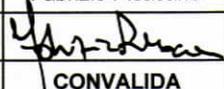
Sommario

Nel presente lavoro vengono descritte le problematiche inerenti la strumentazione interna al nocciolo (in-core) di reattori ad acqua leggera nelle due filiere più rilevanti attualmente presenti nel mercato della produzione di energia elettrica da nucleare: il francese EPR e lo statunitense AP1000. Nella prima parte in particolare viene esaminata la strumentazione nel contesto più ampio della “safety” nei due approcci dei sistemi di sicurezza di tipo “attivo” e “passivo”. Oltre agli aspetti funzionali vengono analizzati anche quelli tecnologici e costruttivi con un particolare accento alle misure di flusso neutronico effettuate dagli SPND (Self Powered Neutron Detectors) e dagli Aeroballs che rappresentano una ampia classe di dispositivi largamente usati all’interno dei noccioli di reattori ad acqua. Sono inoltre stati contestualizzate e descritte alcune esperienze condotte su altre filiere (il sistema russo VVER-440) che hanno fornito importanti apporti allo sviluppo della tecnologia reattiva alla strumentazione ed al suo impiego. Nella seconda parte del rapporto vengono riassunti ed analizzati alcuni criteri di progetto la cui applicazione rende tali sistemi perfettamente integrati ed integranti i moderni approcci alla sicurezza dei reattori nucleari.

Note

L’ENEA, tramite gli esperti delle Unità tecnico-scientifiche coinvolte sulle tematiche, ha contribuito alla realizzazione delle attività descritte nel presente rapporto sia per quanto concerne la definizione della struttura del rapporto, sia nella sua elaborazione finale.

Copia n.
In carico a:

2			NOME			
			FIRMA			
1			NOME			
			FIRMA			
0	EMISSIONE	28.11.2011	NOME	Fabrizio Pisacane	Emanuele Negrenti	Massimo Sepielli
			FIRMA			
REV.	DESCRIZIONE	DATA	CONVALIDA	VISTO	APPROVAZIONE	



CIRTEN

Consorzio Interuniversitario per la Ricerca Tecnologica Nucleare

“SAPIENZA” UNIVERSITA’ DI ROMA

**DIPARTIMENTO DI INGEGNERIA ASTRONAUTICA, ELETTRICA ED
ENERGETICA**

**“Criteri per la progettazione di strumentazione In-Core in EPR ed
AP1000: un confronto tra due approcci alla sicurezza”**

Autori

Ing. Roberto Turatti

Prof. Massimo Frullini

Ing. Damiano Vitale Di Maio

Ing. Matteo Nobili

Milo Lezziero

CERSE-UNIRM RL 1180/2011

ROMA, Novembre 2011

Lavoro svolto in esecuzione dell’Obiettivo 6.2 Attività C1
AdP MSE-ENEA sulla Ricerca di Sistema Elettrico- Piano Annuale di Realizzazione 2010
Progetto 1.3.2.a “Fissione nucleare: Metodi di analisi e verifica di progetti nucleari di generazione
evolutiva alimentati ad acqua pressurizzata”

Indice

Parte 1: Studio sui rivelatori neutronici in core nei reattori EPR e AP 1000	
Indice.....	2
Parte 1. Studio sui rivelatori neutronici in core nei reattori EPR e AP 1000.....	5
1 Introduzione	5
2 L'affidabilità della strumentazione	13
2.1 Richiami sulla mappatura del flusso neutronico e sulla questione del numero degli strumenti di rilevazione.....	13
2.2 Principio dell'uso degli SPND nel sistema di sorveglianza e di protezione. .	14
2.3 Ulteriori approfondimenti sulla strumentazione presente in core, sulle metodologie di determinazione delle mappe di flusso e della potenza lineare massima, nonché sulle problematiche non risolte.....	16
2.4 Problematiche generali relative agli SPND ed agli Aeroballs nel loro funzionamento in core.....	21
3 Criteri di progettazione della strumentazione in core, funzioni specifiche, modalità di utilizzo e soluzioni ai problemi attuali.....	23
3.1 Sistema per la strumentazione nucleare in core applicato al reattore EPR, SPND ed AEROBALLS.....	23
3.1.1 Aeroball Measurement System	23
3.1.2 Self Powered Neutron Detector	26
3.1.3 Qualificazione sismica	30
3.1.4 SPND/AMS e loro componenti.....	30
3.1.5 Aeroballs Measurement System.....	30
3.2 Nuovi criteri di progetto da apportare alla strumentazione in-core nel progetto US EPR	35
3.2.1 Modifica delle reti di trasmissione dei segnali.....	35
3.3 Microcamere a fissione.....	38
3.4 Test sperimentale e comparativo tra camere a fissione sub miniaturizzate e SPND per strumentazione in-core di reattori ad acqua leggera	41
3.4.1 Camere a fissione sub-miniaturizzate	41
3.4.2 SPND.....	42
3.4.3 L'apparato sperimentale.....	42
3.4.4 Esperimento CAFET	42

3.4.5	Esperimento VARAPPE	44
3.5	Valutazioni probabilistiche di sicurezza e di affidabilità ingegneristica. sicurezza del reattore ed informazione incompleta.....	48
3.5.1	Assunzioni.....	50
3.5.2	Il Problema Diretto.....	51
3.5.3	Ricostruzione del valore della macchia calda usando le funzioni di trasferimento	52
3.5.4	Risultati	53
3.5.5	Ipersuperficie Probabilistica.....	54
3.5.6	Modello Polienergetico	56
4	TOPRE & HOTPOINT in-core monitoring system.....	59
4.1	TOPRE & HOTPOINT in-core monitoring systems for VVER-440 nuclear power plants	59
4.2	Un sistema per migliorare il monitoraggio operativo dell'impianto nucleare ucraino di ZAPOROZH'YE.....	64
5	Conclusioni	67
5.1	Prima osservazione	67
5.2	Seconda osservazione	67
5.3	Terza osservazione	67
5.4	Quarta osservazione.....	67
5.5	Quinta osservazione.....	68

Parte 2: Strumentazione in-core: criteri di progetto ed errori nella ricostruzione del flusso neutronico

1	Criteri di progetto in AP1000 ed EPR, approcci alla sicurezza	69
1.1	Caratteristiche principali dei due tipi di strumentazione	69
1.1.1	La strumentazione del reattore AREVA EPR	69
1.1.2	La strumentazione del reattore WESTINGHOUSE AP1000	71
1.1.3	Confronto tra EPR ed AP1000	73
2	Errori nella ricostruzione del flusso neutronico per mezzo degli SPND	75
2.1	Incertezze	75
	Bibliografia	78

Parte 1. Studio sui rivelatori neutronici in core nei reattori EPR e AP 1000

1 Introduzione

Nel presente capitolo viene illustrata l'architettura della sicurezza dell'impianto ed affrontate le motivazioni tecniche e le problematiche sulla base delle quali vengono utilizzati tali dispositivi di rivelazione. Vengono, pure, enunciate le necessità di disporre di tali apparati ai fini di realizzare una catena di misure che si interfaccia direttamente coi sistemi di monitoraggio, di sicurezza e di protezione. I dati adeguatamente processati ed elaborati, forniti dai rilevatori in oggetto, affluiscono alla sala di controllo principale e, in caso di indisponibilità di quest'ultima, a quelle periferiche della centrale, per consentire gli eventuali interventi correttivi e di eventuale blocco dell'impianto in tempo reale. [1]

Preliminarmente vengono esaminati i sistemi di strumentazione e di controllo dell'impianto che provvedono a contrastare talune operazioni del reattore durante lo stato stazionario e durante le operazioni nei transitori di potenza. Essi avviano le funzioni di protezione volte a mitigare le conseguenze degli incidenti base di progetto. Si accenna, qui di seguito, alle richieste di prestazioni funzionali, ai progetti base, alla descrizione dei sistemi principali ed alle relative valutazioni di sicurezza; in concreto si tratterà, qui di seguito, della architettura della strumentazione e del controllo, con particolare riferimento ai sistemi di protezione e di monitoraggio della sicurezza.

Procedendo più in dettaglio, è presente il sistema di protezione dell'impianto, di controllo e di monitoraggio delle varie funzioni. In particolare, il sistema di protezione e di monitoraggio della sicurezza svolge, in determinate condizioni, le funzioni di blocco del reattore e di attuazione delle caratteristiche di sicurezza ingegnerizzate, da cui può essere attivato il sistema passivo di rimozione del calore, nonché le funzioni di processamento dei dati qualificati. Gli equipaggiamenti che costituiscono i sistemi di strumentazione e di controllo, con i loro relativi sensori ed apparecchiature che attuano il blocco del reattore, sono ridondanti e usano un sistema di logica di voto due su quattro. Nel loro funzionamento il sistema di protezione dell'impianto, il sistema di controllo ed i sistemi di monitoraggio fanno affluire in tempo reale i loro dati nella rete generale affinché vengano utilizzati dalla sala di controllo, dai vari displays e dai sistemi di elaborazione.

Il sistema della protezione e di monitoraggio della sicurezza provvede a rilevare le condizioni esterne e ad attuare le funzioni relative alla sicurezza e necessarie a mantenere l'impianto in condizione di sicuro spegnimento, nonché a controllare le componenti rilevanti ai fini della sicurezza che sono gestite dalla sala di controllo. Infine, il sopra citato sistema provvede alle funzioni rilevanti ai fini della sicurezza durante e dopo un incidente, come richiesto dai protocolli. Inoltre, occorre aggiungere che le funzioni del sistema di protezione e di monitoraggio della sicurezza sono implementate in sottosistemi che utilizzano processori. Ciascun sotto-sistema ha la peculiarità di essere allocato su una linea indipendente del computer onde evitare la propagazione dei guasti e migliorare la disponibilità. La indipendenza dei sottosistemi è mantenuta attraverso l'uso di sorgenti di alimentazione separate per i sistemi ridondanti e l'utilizzo di circuiti separati di ingresso e di uscita

Quanto al sistema di monitoraggio speciale si evidenzia come esso consista di sottosistemi specializzati che si interfacciano con la strumentazione e con l'architettura del controllo per provvedere a funzioni diagnostiche e di monitoraggio a lungo termine. Un compito specifico è quello di rilevare la presenza di detriti metallici nel sistema di raffreddamento del reattore.

Con riguardo al sistema di controllo dell'impianto, esso provvede alle funzioni necessarie per le normali operazioni d'impianto, dallo spegnimento a freddo fino alla piena potenza. Questo sistema comprende strumentazione ed equipaggiamenti necessari a cambiare la potenza del reattore, a controllare il livello e la pressione del pressurizzatore, nonché il flusso dell'acqua di alimentazione.

Analizzando ora i sottosistemi di protezione d'impianto, occorre evidenziare come essi contengano gli equipaggiamenti necessari per svolgere le seguenti funzioni:

- permettere l'acquisizione dei dati e l'analisi dei sensori dedicati al blocco del reattore;
- effettuare i calcoli e le operazioni di logica relativi alle variabili in oggetto;
- provvedere ai segnali di blocco del reattore permettendo pure la possibilità di attuazione manuale delle operazioni relative;
- fornire i dati ai sistemi esterni;
- fornire l'opportuna ridondanza ai sistemi di blocco del reattore;
- fornire i circuiti di isolamento per le funzioni di controllo che richiedono valori da sensori usati anche con funzioni di protezione.

Si passa ora ad esaminare brevemente le funzioni di blocco del reattore che sono svolte da due sottosistemi. Più precisamente la funzione primaria dei sottosistemi è di elaborare i dati di ingresso e di fornire un segnale di blocco parziale alla logica dedicata ogni qualvolta viene superato il limite di ciascuna funzione di protezione. Per svolgere tale compito il sottosistema richiede i dati dai sensori in situ ed i dati di riferimento dalla sala di controllo. I risultati delle elaborazioni guidano il corrispondente circuito di blocco parziale.

Un breve discorso a parte meritano i sensori che monitorano le variabili di interesse per il sistema di protezione e di monitoraggio della sicurezza. Essi sono raggruppati in tre categorie e più precisamente:

- sensori di processo. Essi sono strumenti che misurano temperature, pressioni, flussi e livelli nei liquidi;
- rivelatori di strumentazione nucleare. Queste tipologie di rivelatori per neutroni sono utilizzate per monitorare i flussi neutronici nel range che va dallo spegnimento a freddo fino al 120 % della piena potenza. I rivelatori di neutroni, disposti attorno al vessel nello schermo primario, rilevano i flussi neutronici nei tre range seguenti: intervallo sorgente, che copre 6 decenni di flusso, range intermedio, che copre 8 decenni di flusso e range a potenza, che copre 2 decenni di flusso;
- valori di ingresso dello stato derivanti da talune apparecchiature. Alcuni valori di ingresso per il sistema di protezione non derivano da misure di processo o di variabili nucleari, bensì costituiscono indicazioni discrete di alcune apparecchiature. I valori di ingresso sono quelli richiesti per generare i segnali di attivazione delle funzioni protettive.

A questo punto e prima di passare al sistema di strumentazione in core che forma l'oggetto del presente incarico di ricerca, si illustrano gli innovativi criteri di sicurezza passiva che caratterizzano i reattori nucleari del tipo AP 1000 e che saranno anche ripresi e sviluppati nei futuri reattori cosiddetti di quarta generazione. L'adozione dei criteri di sicurezza passiva consiste nelle previsioni e negli accorgimenti realizzativi di seguito riportati.

Innanzitutto il reattore AP 1000 a sicurezza passiva si basa sulla tecnologia collaudata con successo dalla Westinghouse in centinaia di reattori/anno di operatività. [2]

Il sistema di refrigerazione del reattore consta di due circuiti di trasferimento del calore, ciascuno dei quali contiene un generatore di vapore, due pompe di circolazione, una sola gamba calda e due gambe fredde per la circolazione del refrigerante fra il reattore ed i generatori di vapore. Il numero di saldature nel sistema delle tubazioni del circuito principale è stato ridotto del 67%. Il sistema comprende pure un pressurizzatore, le tubazioni di interconnessione, le valvole e la strumentazione necessaria per il controllo e l'adozione delle salvaguardie. Molteplici ed importanti migliorie sono state introdotte, come ad esempio il miglioramento delle prestazioni del combustibile, le griglie in zircalloy, l'allungamento del burnup, l'aumento della densità di potenza.

Inoltre, occorre evidenziare il concetto principale dell'adozione della sicurezza passiva e cioè la "sicurezza attraverso la semplicità". Ed infatti i sistemi di sicurezza dei reattori in oggetto includono l'iniezione di sicurezza passiva, la rimozione passiva del calore residuo, il raffreddamento passivo del contenimento. Tutti questi sistemi sono stati collaudati attraverso test esaustivi a vari livelli di potenza.

La semplificazione dei sistemi di impianto, combinata con larghi margini operativi dell'impianto, riduce di molto le azioni richieste dall'operatore in caso di incidente. I sistemi passivi utilizzano solo le forze naturali, quali la gravità e la circolazione naturale. In pratica, non ci sono pompe, ventilatori, diesel, refrigeratori, nè altre parti rotanti che debbano intervenire per la sicurezza; quindi non c'è necessità di alimentazione elettrica esterna. Sono stati aumentati i volumi di acqua potenziando la taglia dei serbatoi di contenimento.

In definitiva, possiamo asserire che i sistemi di sicurezza passiva mantengono comunque il nocciolo raffreddato e pure l'integrità del contenitore. Inoltre tali sistemi incontrano il gradimento dei criteri di guasto singolo e della valutazione probabilistica del rischio. Essi quindi riducono la necessità di test, di ispezioni e di manutenzione, data la ridotta presenza di componenti significative.

Ultima considerazione da fare sugli impianti a sicurezza passiva è quella economica. A tale riguardo, occorre evidenziare come i costi di impianto ed il piano di costruzione con relativa tabella di marcia, traggono beneficio dalla notevole semplificazione approntata dal progettista. Basti pensare che sono presenti il 60% in meno di valvole, il 75% in meno di tubazioni, l'80% in meno di cavi per il controllo, il 35% in meno di pompe ed il 50% in meno di volumetrie di edifici in classe sismica; il tutto con riferimento ad un reattore normale convenzionale. Ed inoltre sono state adottate tecniche di costruzione modulari.

Infine e con riferimento alla sicurezza negli impianti nucleari corre l'obbligo, qui di seguito, di accennare, sia pure brevemente, allo sviluppo dei più avanzati criteri di sicurezza in fase di sviluppo sia per i reattori di 4° generazione, sia per quelli di 3° +.

[3]

L'approccio di base è il seguente. Nella produzione di energia nucleare viene data grande importanza alla presa in esame dell'intero ciclo del combustibile. Tale importanza viene manifestata in forma di 4 importanti traguardi:

- sostenibilità, in termini di risorse naturali e di rifiuti nucleari;
- economicità, in termini di costi del ciclo di vita e di rischi finanziari;
- sicurezza ed affidabilità, in termini di operazioni sicure ed affidabili, di rischio di danneggiamento del nocciolo e di risposte in termini di emergenze fuori dal sito nucleare;
- resistenza alla proliferazione e protezione fisica, in termini di diverso uso dei materiali nucleari e di protezione da atti di terrorismo.

Quindi consideriamo un impianto nucleare come incorporato in un ciclo di combustibile, a sua volta inserito in sistemi ambientali, economici, politici e sociali.

In concreto, l'approccio tecnico prende in esame un generico ciclo di combustibile, considerandolo come una rete. I nodi di questa rete potrebbero essere rappresentati dagli impianti di arricchimento, dai reattori nucleari, dagli impianti di immagazzinamento del combustibile, dagli impianti di riprocessamento, etc. Questi nodi sono legati gli uni agli altri da flussi di materiali, di energia e di informazioni.

Si ravvisa la possibilità che si verificano tre tipi di rischi:

- perdita di materiali dalla rete, come combustibile fissile tipo plutonio, con conseguenze nella proliferazione e nel rischio per la salute pubblica;
- perdita di particolato e di materiali gassosi dalla rete a causa di incidenti (tipo prodotti di fissione e particelle di plutonio respirabili) con conseguenze sulla salute pubblica;
- perdita prevista di materiali dalla rete, come un alto livello di radioattività, con conseguenze sulla salute pubblica e sull'ambiente.

In questo nuovo approccio, il rischio è genericamente definito come il valore atteso di una conseguenza non desiderata ma, ai nostri fini, occorre una definizione di rischio più completa. Più precisamente definiamo il rischio come un set di scenari, S_i , ciascuno con una probabilità P_i , ed una conseguenza X_i . Trattare, quindi, il rischio come un insieme di triplette, fornisce un contesto fondamentale per la quantificazione dell'incertezza.

Passiamo, ora, al sistema di strumentazione nel nocciolo. La funzione principale del sistema di strumentazione in core nei reattori avanzati ad acqua in pressione è quella di provvedere ad effettuare una mappatura tridimensionale del flusso neutronico; tale mappatura è utilizzata pure dal sistema di monitoraggio, di sicurezza e di protezione per ottimizzare le prestazioni del nocciolo.

La seconda funzione cui assolve il sistema di strumentazione in core è quella di fornire al sistema di monitoraggio di sicurezza e di protezione i segnali in uscita dalle termocoppie per il monitoraggio della temperatura del nocciolo. Più in particolare, questa seconda funzione la si raggiunge progettando i rilevatori di flusso neutronico e le termocoppie raggruppati nel medesimo alloggiamento.

Il sistema della strumentazione in core è costituito dallo specifico alloggiamento per i rilevatori e per le termocoppie, nonché da un equipaggiamento atto a processare ed elaborare i segnali ed i dati forniti dalle strumentazioni.

Gli alloggiamenti (realizzati mediante impilaggi in appositi canali verticali), sono inseriti nella parte attiva del nocciolo dalla parte superiore del reattore. I segnali forniti in uscita dagli strumenti subiscono la trasformazione dalla forma analogica a quella digitale e poi vengono inviati fuori dall'edificio di contenimento del reattore mediante canali multi plessi. Come è noto, la tecnica della moltiplicazione o multiplexing è il meccanismo per cui la capacità disponibile di un collegamento in uscita viene condivisa tra diversi canali trasmissivi in ingresso, combinando più segnali analogici o flussi di dati digitali in un solo segnale trasmesso su un singolo collegamento fisico.

La strumentazione neutronica del reattore viene utilizzata per il controllo della potenza del reattore e per il controllo delle variazioni spaziali in core di flusso neutronico. Si osserva che la misura diretta della potenza termica prodotta dal reattore darebbe una indicazione troppo ritardata rispetto alla potenza associata al rateo di fissione. Il ritardo temporale fra una variazione della potenza associata al rateo di

fissione e la variazione di potenza termica è di circa 25 secondi, mentre il tempo di una generazione neutronica è dell'ordine del decimo di secondo. Per avere, quindi, una misurazione tempestiva della variazione della potenza è necessario osservare direttamente la radiazione responsabile della variazione del rateo di fissione ovvero il flusso neutronico. Pertanto, misurare il flusso neutronico consente di determinare tempestivamente e accuratamente la potenza termica prodotta dal reattore.

Il software che processa ed elabora i dati forniti dagli strumenti in core, consente in pratica che segnali rilevati nel nocciolo vengano usati per effettuare una accurata distribuzione di potenza tridimensionale e ciò è utile per fornire e sviluppare tutte le informazioni che servono da dati di ingresso per la strumentazione fuori dal nocciolo; in questo modo vengono forniti i valori di riferimento per il monitoraggio della eventuale sovrappotenza e della sovratemperatura. In questa maniera, il sistema è in grado di determinare con precisione ed accuratezza se la distribuzione di potenza e di temperatura è all'interno dei limiti operativi definiti e consentiti dalle specifiche tecniche di progetto, anche col reattore funzionante in una banda di escursione della potenza termica fino al 20 % maggiore.

L'hardware ed il software che effettuano i calcoli della distribuzione tridimensionale di potenza sono in grado di eseguire tutti gli algoritmi di calcolo correttivi che consentono di passare dalla misura di attività alla misura di flusso neutronico e da questa alla misura di distribuzione di potenza tridimensionale, confrontando il tutto coi valori di riferimento progettuali standard, nonché di costruire grafici e tabelle grafiche relativi alle condizioni del nocciolo che vengono visualizzati ed aggiornati ogni minuto. Il software provvede a fornire le informazioni che consentono agli operatori di centrale di accertare, tra l'altro, come i fattori di picco misurati siano o meno in accordo con i fattori di picco previsti in progetto. Il software fornisce le informazioni richieste per attivare un display di allarme visivo per allertare l'operatore di centrale riguardo all'esistenza o alla potenziale violazione dei limiti operativi da parte del reattore.

L'hardware che esegue il monitoraggio in linea della distribuzione di potenza è configurato in modo che, se un elaboratore si guasta, non si renderà necessaria una riduzione della potenza massima o una restrizione della operatività normale del reattore.

Infine, i dati processati con i relativi risultati, sono disponibili sugli schermi agli operatori della sala di controllo.

Quanto sopra premesso sulle necessità e sulla importanza della strumentazione in core nell'ambito del monitoraggio del reattore e della possibilità di intervento immediato sul funzionamento del medesimo, fino all'ipotesi di blocco immediato e di messa in sicurezza, si procede qui di seguito ad una prima elencazione e descrizione dei singoli strumenti e dispositivi che costituiscono la strumentazione in core, in particolare nei reattori di tipo EPR ed AP 1000.

Si premette che, negli esperimenti e nelle misure di fisica del reattore, la grandezza fisica osservabile è sempre legata a determinate caratteristiche della popolazione neutronica: ad esempio valore integrale, distribuzione spaziale o energetica, variazione nel tempo, interazioni con il mezzo in cui si trova.

I rivelatori neutronici utilizzati per questo scopo devono tutti rispondere, per quanto possibile, all'esigenza di non perturbare il flusso neutronico in cui vengono introdotti, di riprodurre con legge nota le condizioni ivi esistenti e, allorché si richieda la determinazione puntuale della osservabile fisica, di essere di dimensioni sufficientemente piccole. [4]

I rivelatori neutronici possono essere suddivisi in due grandi categorie:

- A. alla prima appartengono i rivelatori in tempo reale, i contatori di neutroni, nei quali le reazioni nucleari dei neutroni con determinati nuclei producono radiazioni ionizzanti pronte. Gli impulsi elettrici derivanti dall'azione ionizzante, tramite appropriate catene elettroniche, pervengono ad un classificatore di impulsi (ad esempio contatore elettronico o meccanico, analizzatore a canali) che consente, se richiesto, di seguire l'andamento nel tempo del fenomeno in esame. I rivelatori in tempo reale sono perciò insostituibili quando si richieda la conoscenza dell'andamento temporale della variabile in esame. Per gli strumenti appartenenti a questa categoria è importante la discriminazione per le interferenze gamma.
- B. alla seconda appartengono i rilevatori ad attivazione che si usano quando interessano i valori integrati nel tempo. In questo caso il materiale di cui sono costituiti si attiva se sottoposto a irraggiamento neutronico, decadendo beta o gamma con un tempo di dimezzamento abbastanza lungo per consentire la misura della attivazione indotta dopo la conclusione dell'irraggiamento. Evidentemente la catena di conteggio dovrà avere ad un terminale un contatore beta o gamma, secondo la radiazione da rilevare e, all'altro terminale, un classificatore integrale di impulsi od uno spettrometro, rispettivamente nel caso di misura integrale o selettiva.

Scendendo più in particolare si elencano i principali strumenti utilizzati per la rilevazione di neutroni e quindi di flussi e di potenze neutroniche, tenendo presente che nel loro volume sensibile va' introdotto un opportuno materiale che, interagendo coi neutroni, dia luogo a particelle ionizzanti.

Successivamente ci si concentra, in questo incarico di ricerca, sui rilevatori di flusso neutronico per attivazione. I rivelatori di questo tipo sono in genere foglietti di piccolo spessore e di diametro pure ridotto, di materiali in cui per irraggiamento neutronico viene indotta una attività beta o gamma, successivamente misurata con contatori. Talvolta, per misure particolari, la loro struttura è invece filiforme. I materiali prescelti devono:

- possedere nuclei con una sezione d'urto di attivazione apprezzabile nell'intervallo di energia neutronica d'interesse;

- originare per cattura neutronica un isotopo radioattivo, il cui periodo di dimezzamento abbia un valore conveniente (tra qualche decina di minuti e qualche giorno);
- essere facilmente ottenibili col grado di purezza richiesta;
- possedere soddisfacenti proprietà meccaniche.

I rivelatori per attivazione possono essere suddivisi in tre grandi gruppi:

- quelli con sezione d'urto non molto discosta da $1/v$;
- quelli che sfruttano le risonanze;
- quelli che si attivano per particolari reazioni nucleari che avvengono solo al di sopra di una determinata soglia energetica.

Senza entrare per ora nei dettagli sull'utilizzo di tali rilevatori, è intuitivo che, mentre i primi consentono una misura globale della popolazione neutronica (in particolare di quella termica), i secondi ed i terzi possono permettere una selezione energetica dei neutroni stessi.

Poiché le sezioni d'urto per le reazioni che interessano neutroni sono più alte ad energie neutroniche più basse, i rilevatori funzionanti per attivazione sono più comunemente usati per le misurazioni di flussi di neutroni lenti.[5]

Vengono prese in considerazione le seguenti tipologie di rilevatori per flussi neutronici:

- 1) Microcamere a fissione (o camere a fissione miniaturizzate);
- 2) Aeroballs. Trattasi di un sistema di misura di tipo elettromeccanico computerizzato per la mappatura in tempo reale del flusso neutronico, tramite sonde di attivazione mobili. Questo sistema consente una rapida determinazione del flusso neutronico per tutta la altezza del nocciolo in un set di posizioni prefissate. Inoltre, questo sistema consente, oltre alla determinazione tridimensionale della densità di potenza, anche la taratura in tempo reale del sistema SPND.
- 3) SPND. Per questi rilevatori non è richiesta alcuna sorgente esterna di alimentazione. Essi funzionano sfruttando l'attivazione e sono del tipo al Rodio, al Vanadio e, attualmente, al Cobalto. In particolare essi vengono impiegati nelle misurazioni di alti flussi neutronici e per elevate fluenze neutroniche.

Più in particolare e per quanto riguarda la misura del flusso neutronico per attivazione, occorre precisare che vengono introdotti nel nocciolo materiali di piccole dimensioni (sonde) che, sotto irraggiamento neutronico, diventano radioattivi (si attivano). L'attività indotta dipende dal flusso integrato nel tempo di irraggiamento della sonda.

Una volta estratta dal nocciolo la sonda, si determina, tramite spettrometria gamma, la attività indotta nella sonda e tramite opportuna correlazione, si ricava il flusso neutronico (integrato nel tempo di irraggiamento della sonda).

Occorre precisare come nelle misure del flusso neutronico e, quindi, della potenza neutronica per attivazione, oltre alla indipendenza dal fondo gamma, si ha la possibilità di distinguere tra flusso termico, epitermico e veloce tramite opportuna scelta di materiali attivabili solo in un particolare range energetico. Infine, si ha la possibilità di modulare la sensibilità della sonda in funzione dell'intensità del flusso, tramite opportuna scelta della massa della sonda e della sezione d'urto del nuclide da attivare.

Nella pratica è opportuno:

- scegliere sonde di piccole dimensioni per non perturbare il flusso neutronico;
- attivare un solo nuclide;
- scegliere nuclidi con schemi di decadimento semplici, che diano luogo a spettri gamma di facile interpretazione.

Si conclude il presente capitolo evidenziando come, in linea di principio, ogni tipo di rivelatore per neutroni termici è adatto ma, considerate le condizioni ambientali estreme associate all'operazione del reattore, sono necessari opportuni accorgimenti costruttivi che saranno, in seguito, evidenziati. [6]

2 L'affidabilità della strumentazione

2.1 Richiami sulla mappatura del flusso neutronico e sulla questione del numero degli strumenti di rilevazione.

Le mappe relative al flusso neutronico effettuate allo start-up del reattore (a differenti livelli di potenza) e poi una volta al mese, sono elaborate sulla base di misure di attività provenienti dalla strumentazione in core di riferimento. Nei reattori ad acqua in pressione in funzionamento, questa strumentazione è costituita da camere a fissione mobili inserite in specifici assemblaggi distribuiti nel nocciolo. Nel reattore EPR ci sarà un sistema di misura realizzato mediante aeroballs che consentirà pure di ottenere la traccia assiale dell'attività di certi assemblaggi. Nel reattore EPR la traccia assiale dell'attività di 40 assemblaggi distribuiti nel nocciolo sarà rilevata per redigere una mappa di flusso neutronico. Nei reattori in funzione le camere a fissione mobili od i treni di biglie del sistema aeroballs vengono introdotti in differenti disposizioni spaziali così da realizzare una mappa completa del flusso neutronico.

Le tracce assiali misurate sono confrontate coi calcoli tridimensionali della distribuzione di potenza. Mentre le tracce assiali misurate comportano più di 200 punti di misura regolarmente distanziati su tutta la altezza dell'assemblaggio, i calcoli della distribuzione di potenza contengono solo qualche decina di mesh assiali. Le tracce assiali sono poi confrontate coi calcoli di distribuzione di potenza.

Le mappe di misura delle tracce assiali e dei calcoli della potenza sono utilizzate per due scopi e, rispettivamente:

- servono direttamente per la qualificazione delle catene di calcolo neutronico e per stabilire le incertezze di queste catene di calcolo ai fini della determinazione del Punto Caldo, definito quest'ultimo come punto di massimo flusso termico locale;
- permettono di ricostruire una mappa tridimensionale della potenza, "una pseudo misura" calcolata su tutto il nocciolo.

Tali "pseudo misure" di potenza effettuate su tutto il nocciolo sono eseguite come segue:

- le mappe di misura/calcolo sugli assemblaggi degli strumenti sono estrapolate su tutto il nocciolo secondo un modello di ricostruzione. Ciò permette di calcolare una mappa, bidimensionale o tridimensionale e le differenze calcoli/misure sulle mesh di calcolo.
- Le "pseudo misure" sono stimate su tutto il nocciolo dalla somma dei valori calcolati e dalle mappe misure/calcoli determinate con il metodo di ricostruzione.

Le "pseudo misure" sono poi utilizzate:

- per la calibrazione del sistema di protezione
- per garantire un monitoraggio dell'irradiazione del nocciolo.

Esistono svariati metodi di ricostruzione. L'ideale è di ricercare le differenze tra le misure ed i calcoli che tengano conto dell'imprecisione delle misure e degli errori dei codici. Il problema può essere formulato come un problema di assimilazione di dati per i quali il codice fornisce uno schema della mappa di potenza che deve essere migliorata grazie alle misure. Gli errori del codice e gli errori delle misure possono poi essere combinati in un contesto matematico rigoroso.

Occorre notare che nel reattore EPR la proporzione degli assemblaggi degli strumenti (40) in rapporto alla dimensione totale del nocciolo è inferiore alla proporzione esistente e corrispondente ai reattori di precedente generazione. Ci si pone il quesito se la perdita di precisione delle mappe di flusso sia collegata a questa bassa proporzione di assemblaggi di strumenti rispetto alla taglia del reattore. (cfr n.7)

2.2 Principio dell'uso degli SPND nel sistema di sorveglianza e di protezione.

Nel reattore EPR gli SPND sono utilizzati nei sistemi di sorveglianza e di protezione. Essi sono distribuiti in 12 canali verticali posizionati in svariati assemblaggi nel nocciolo. Ogni canale contiene 6 sensori posizionati quasi regolarmente tra la parte inferiore e quella superiore del nocciolo – il posizionamento è il medesimo per tutti i canali. Gli SPND forniscono, quindi, ad ogni istante 72 valori di attività locale che possono, in prima istanza, essere assimilati ai valori di potenza locale. Possiamo anche dire che il nocciolo è tagliato in 6 "fette" in ciascuna delle quali disponiamo di 12 punti di misura. Questi valori sono poi utilizzati per calcolare le grandezze utilizzate dal sistema di supervisione e di protezione per proteggere direttamente il reattore da certi rischi. E' importante l'esempio della potenza lineare massima,

parametro fondamentale contro il rischio diretto della interazione tra la pastiglia di combustibile e la guaina. Il sistema di sorveglianza genera un allarme nel caso di superamento di una soglia per la potenza lineare. Il sistema di protezione provoca l'arresto di emergenza del reattore nel caso di superamento di una altra soglia più elevata.

La potenza lineare massima nel nocciolo deve essere stimata ad ogni istante a partire dalle 72 misurazioni effettuate dagli SPND. E' stata fatta una ipotesi di proporzionalità tra la potenza misurata da ciascun SPND e la potenza lineare massima della fetta assiale a cui appartiene lo strumento. Il coefficiente di proporzionalità viene stabilito al momento in cui viene effettuata la mappa di flusso. Indicando con i il numero di ciascun canale contenente gli SPND – compreso tra 1 e 12 – e con j il numero di “fette” assiali – compreso tra 1 e 6 - ciascuna carta di flusso consente di calcolare la potenza lineare massima di ciascuna fetta j . Una volta noto il valore della potenza massima $P_{max}(j)$, il coefficiente di calibrazione dello SPND sarà allora dato dalla formula:

$$K(i, j) = \frac{P_{max}(j)}{I(i, j)}$$

Dove $I(i, j)$ è il segnale fornito dallo SPND durante la fase di misura.

Durante il funzionamento del reattore, ciascuno dei 12 SPND di ciascuna fetta assiale, fornisce una potenza lineare massima della fetta assiale in oggetto, fornita dalla formula:

$$P_{max}(i, j) = K(i, j) \cdot I(i, j)$$

La formula fornisce 72 valori possibili per la potenza lineare massima del nocciolo. Per correggere la eventuale deriva di uno SPND, il secondo valore più grande è scelto quale potenza lineare massima del nocciolo e confrontato con le soglie del sistema di sorveglianza e di protezione.

L'ipotesi fin qui fatta è che vi sia una relazione di proporzionalità tra la potenza lineare massima di una fetta assiale del nocciolo ed il segnale fornito da un SPND per quella fetta. Tale ipotesi è però valida se il reattore è imperturbato e in funzionamento normale. Detta potenza è aumentata di un termine di errore chiamato “tracking error” che è la differenza tra la potenza lineare massima che si ottiene effettuando una carta di flusso e la potenza lineare massima fornita dagli SPND . Il tracking error – oltre ad altri termini di errore - deve poi essere aggiunto al valore della potenza lineare massima calcolata dagli SPND e confrontata con i valori di soglia dei sistemi di sorveglianza e di protezione.

D'altra parte, gli SPND sono dispositivi di limitata affidabilità. Il progettista infatti valuta in circa il 2% il tasso di guasto annuo di ciascun SPND. E' quindi probabile che la fetta assiale in oggetto possa rimanere con uno o più SPND guasti. E' in ogni caso necessario che il tracking error tenga conto dei guasti degli SPND. Noi consideriamo un caso di guasto di 5 SPND.

La valutazione di ciascun tracking error in funzione pure del numero k degli SPND guasti $TE(k)$, deve tenere conto della peggiore situazione in termini di:

- posizione degli SPND guasti;
- situazione normale o accidentale che perturba la mappa di potenza nelle vicinanze degli SPND affetti da guasto.

Ad esempio, potrebbe verificarsi il paradosso per cui in caso di guasto di tutti e 6 gli SPND disposti in un medesimo canale e nel caso in cui ci fosse una perturbazione di potenza solo attorno al canale con tutti e 6 gli SPND guasti, gli altri SPND funzionanti non si accorgerebbero di questa perturbazione e quindi fornirebbero un valore della potenza lineare massima come se la distribuzione di potenza fosse normale.

Il progettista a tutt'oggi ha istituito un processo di valutazione del tracking error basato su un gran numero di calcoli .

Si evidenzia a questo punto che la affidabilità degli SPND è a tutto oggi stabilita sulla base del ritorno di esperienza relativo al funzionamento degli SPND in impianti tipo il KONVOI tedesco nel quale essi sono utilizzati solo dal sistema di supervisione e non da quello di protezione. [7]

2.3 Ulteriori approfondimenti sulla strumentazione presente in core, sulle metodologie di determinazione delle mappe di flusso e della potenza lineare massima, nonché sulle problematiche non risolte.

Gli strumenti usati per la rilevazione di neutroni e utili quindi alla mappatura del flusso e della potenza neutronica in un reattore tipo EPR, sono principalmente:

- Aeroballs (AMS – Aeriballs Measurement System) utilizzati per le misure periodiche di riferimento. Trattasi di dispositivi mobili che possono essere introdotti dalla parte alta del nocciolo in diverse tipologie di assemblaggio. Forniscono, dopo un opportuno trattamento del segnale, una misura della distribuzione assiale della potenza locale. Queste misure adeguatamente estrapolate mediante un algoritmo, forniscono la distribuzione tridimensionale della potenza misurata nel nocciolo. Il sistema AMS serve pure per la calibrazione degli SPND. Gli aeroballs sono progettati per essere usati per tutta la vita dell'impianto senza la necessità di essere rimpiazzati.
- Collectrons (SPND) utilizzati per misure permanenti e per il sistema di supervisione e di protezione. Sono in numero di 72 e sono sempre in funzione con l'obiettivo principale di fornire i valori della potenza nel punto caldo e di consentire la rilevazione della caduta eventuale dei clusters di controllo.
- Camere a fissione mobili.

Quanto alle mappe di flusso esse hanno le seguenti peculiarità :

- sono realizzate con misure periodiche (alla partenza del reattore e poi mensilmente)

- richiedono per essere redatte una stabilizzazione prolungata della potenza
- forniscono una traccia assiale del flusso neutronico (in realtà dell'attività) dedotto dagli strumenti assemblati.

Quanto poi alla comparazione tra le tracce assiali calcolate occorre evidenziare che:

- le differenze tra i valori calcolati e quelli misurati sono usati nella qualificazione delle catene di calcolo neutronico per valutare le incertezze;
- le differenze tra i valori calcolati e quelli misurati sugli assemblaggi degli strumenti sono estesi mediante un algoritmo di estensione a tutto il nocciolo per ricostruire una distribuzione di flusso tridimensionale e sono chiamate "pseudo misure"

Viene qui di seguito descritto il processo per la determinazione delle mappe di flusso.

- 1) Si effettuano le misure sugli assemblaggi degli strumenti e simultaneamente si dispone dei calcoli tridimensionali su tutto il nocciolo.
- 2) Si confrontano le differenze tra i valori delle misure ed i valori dei calcoli.
- 3) Dalle differenze, da un lato emerge l'incertezza ai fini della qualificazione dei codici e dall'altro le differenze vengono espanse a tutto il nocciolo mediante l'utilizzo di un algoritmo di espansione che estende le differenze tra i calcoli e le misure relative all'intero nocciolo.
- 4) Da ciò si effettuano le pseudo misurazioni sull'intero nocciolo ed otteniamo le mappe di flusso.
- 5) Mediante le mappe di flusso, da un lato effettuiamo la calibrazione del sistema di protezione e, dall'altro, effettuiamo il monitoraggio dell'irradiazione nel nocciolo.

Venendo ai problemi irrisolti, dapprima, evidenziamo quelli relativi all'algoritmo di espansione, che consistono nei seguenti punti:

- le misure sono affette da incertezze
- l'ideale sarebbe possedere una mappa con le differenze tra i valori dei calcoli e quelli delle misure tenendo conto dell'imprecisione delle misure e degli errori dei codici
- si può vedere come questo sia un problema di assimilazione di dati in cui il codice fornisce un profilo della mappa che deve essere migliorato grazie alle misure e tenendo conto delle incertezze.

Inoltre, si evidenzia come nel reattore EPR ci sia una proporzione degli assemblaggi strumentali di aeroballs inferiore a quelli relativi ad esempio alle camere a fissione mobili. Occorre chiedersi se si genera una perdita di precisione nella redazione delle mappe di flusso ricostruite.

Dall'esame della Figura 2.1 si evidenziano bene le quote di posizionamento degli SPND nella zona attiva del nocciolo anche ai fini del sistema di supervisione e di protezione.

Les collectrons - le système de protection et surveillance

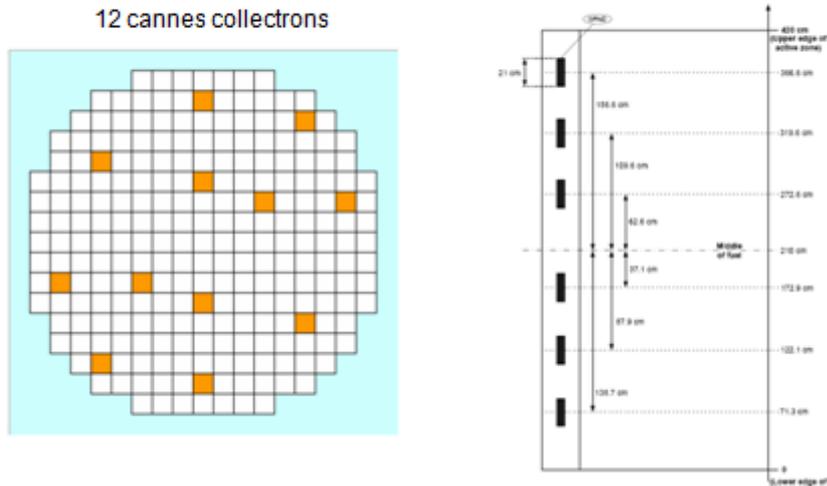


Figura 2.1: Disposizione dei collectrons nel nocciolo

Nel seguito si esaminano gli aspetti fisici degli SPND nei seguenti punti:

- nel caso in esame gli SPND utilizzano il cobalto quale bersaglio;
- la cattura di un neutrone da parte dell'isotopo stabile 59 del cobalto produce il cobalto 60 più radioattivo. La emivita del cobalto 60 è abbastanza lunga (5.25 anni), esso decade emettendo un raggio gamma più penetrante;
- la sezione d'urto efficace di cattura per il cobalto 60 per i neutroni termici è dell'ordine di 100 barns;
- gli SPND misurano la corrente prodotta dalla cattura di raggi gamma emessi. C'è, inoltre, la necessità di compensare il rumore di fondo.

Venendo all'uso degli SPND, essi sono 72 assemblati in:

- 12 canali con 6 rivelatori per canale;
- 6 fette assiali del nocciolo contenenti 12 rilevatori distribuiti assialmente.

I segnali degli SPND sono usati per proteggere il reattore dai seguenti rischi:

- interazione tra guaine e pastiglie di combustibile;
- potenza lineare massima troppo elevata;
- rischio di crisi di ebollizione.

In funzione della soglia di sorveglianza scatta l'allarme, mentre in funzione della soglia di protezione scatta l'arresto d'emergenza del reattore.

Viene qui di seguito fornito un esempio del calcolo della potenza lineare massima nel reattore utilizzando i segnali fornito dai 72 SPND.

Si fa una ipotesi di proporzionalità tra la potenza misurata da ciascun SPND e la potenza lineare massima nella fetta assiale a cui esso appartiene. Il coefficiente di proporzionalità è stabilito in ciascuna mappa di flusso come segue:

$$K(i, j) = \frac{P_{max}(j)}{I(i, j)}$$

Nella formula appena scritta :

- $K(i, j)$ indica il coefficiente di calibrazione

- $P_{max}(j)$ indica la potenza massima della fetta assiale j che varia da 1 a 6,
- $I(i, j)$ indica il segnale dello SPND (i, j) dove i indica il numero del canale e j il numero di fetta assiale.

Il rilevatore SPND è quindi utilizzato durante il funzionamento per stabilire i valori di potenza lineare massima nel nocciolo secondo la formula:

$$P_{max}(i, j) = K(i, j) \cdot I(i, j)$$

E poi si prende il secondo valore più alto dei 72 valori.

In tutte le condizioni di funzionamento, però, l'ipotesi di proporzionalità non è rigorosamente verificata e viene aggiunto a tale scopo il tracking error che viene considerato come la maggiorazione del più grande divario di valori tra la potenza lineare massima calcolata e quella ricostruita dagli SPND.

Un ulteriore problema è ora quello relativo alla affidabilità degli SPND. Nella fattispecie il tasso di guasto annuo degli SPND viene stimato nel 2%/anno /rilevatore. La campagna di misurazioni terminerà con 1,2 o 3 SPND guasti. Il progettista dovrà valutare il tracking error TE (k) in funzione del numero di SPND rotti (k) e ne considererà guasti al massimo 5. Pertanto la valutazione del tracking error richiede di trovare la situazione peggiore in termini sia della posizione del SPND rotto e sia della situazione normale o accidentale perturbante la mappa di potenza nelle vicinanze del SPND.

Attualmente, quindi, i più importanti quesiti rimangono i seguenti :

- nuove idee per valutare il tracking error e la sua evoluzione in funzione del numero di SPND guasti;
- la strumentazione e l'approccio adottati per l'EPR possono generare una perdita di precisione nelle misure con conseguente riduzione dei margini di sicurezza in funzionamento normale, in transitorio ed in situazioni incidentali/accidentali?
- qual è l'impatto sulla sicurezza operativa di questa perdita di precisione?

Veniamo ora all'esame dei punti deboli riguardanti gli SPND e gli aeroballs.

Gli SPND sono affetti, per dichiarazione del progettista, da un tasso di guasto abbastanza elevato al punto che uno o più di essi potrebbe rompersi durante un ciclo di funzionamento causando così un aumento dell'incertezza della misura del punto caldo. E, siccome questi apparecchi sono utilizzati nel sistema di protezione, ciò ha un impatto notevole sulla sicurezza. Pertanto è importante non solo sapere quanti SPND vanno in panne ma anche come sono distribuiti spazialmente gli SPND guasti. Gli aeroballs non permettono di effettuare misure affidabili a bassi livelli di potenza rendendo, così, impossibile la redazione delle mappe di flusso appunto a basse potenze e cioè al di sotto del 25 % della potenza nominale del reattore.

Quanto all'esperienza operativa riguardante il sistema AMS, si riporta la seguente tabella comprendente gli eventi operativi anormali associati ai rilevatori aeroballs.

Plant	Biblis A	KKP 2	KKP 2
Year	1975/1976	1989/1990	1990/1991
Time since beginning of cycle	Cycle 1 245 EFPD	Cycle 5 70 EFPD	Cycle 6 6 EFPD
Number of failed probes	14 of 32	21 of 28	21 of 28
Reason	Lubrication	Excessive residual moisture after N ₂ tank hydro test	Subsequent failure of same probes in next cycle

Tabella 2-1: Eventi operativi associati ai rivelatori Aeroballs

Il sistema di misurazione con aeroballs attualmente in funzione negli impianti ad acqua in pressione è affidabile. La citata tabella mostra i dati delle sonde aeroballs guastatesi in impianti Siemens, collezionati su 30 anni di operatività con riferimento a 220 cicli di combustibile su 12 impianti, avendo ciascun impianto un ciclo di combustibile di durata pari a 12 mesi e tipicamente con la disponibilità di 28 sonde aeroballs presenti in ciascun ciclo di combustibile.

La tabella precisa pure che l'ultimo guasto occorso ad una sonda aeroballs è avvenuto nell'agosto del 1991. Ciò implica che le lezioni imparate dai guasti avvenuti ed i conseguenti rimedi hanno consentito il funzionamento di questo sistema affidabile. Pertanto la conseguenza dei guasti delle sonde aeroballs consiste nella riduzione dei margini operativi ma non nella restrizione delle operazioni.

Infine la tabella indica le cause dei guasti che sono stati determinati o nella cattiva lubrificazione o nella eccessiva residua umidità dopo il test effettuato con azoto o il susseguente guasto di alcune sonde nei successivi cicli.

E, sulla base della esperienza operativa si è poi deciso di utilizzare la seguente accortezza realizzativa: i 40 tubi all'interno dei quali vi sono le sfere di acciaio sono raggruppati in 4 sottosistemi costituiti da 10 tubi ciascuno. Ogni sottosistema è dotato di un proprio sistema di trasporto pneumatico ad azoto capace di una operazione indipendente.

Quanto alla esperienza operativa riguardante, invece, il sistema di rilevatori SPND, si riporta quanto segue. I rilevatori di flusso SPND sono impiegati a partire dal 1974 in 12 impianti nucleari della tedesca Siemens, ciascuno avente un ciclo di combustibile della durata di 12 mesi e che hanno raggiunto 220 cicli di operazioni. La Siemens ha documentato un tasso di guasto di 0,018, cioè il numero di guasti degli SPND durante il ciclo diviso il numero di SPND disponibili all'inizio del ciclo. Si è potuto dedurre che gli SPND hanno una durata della vita pari a 6 anni.

Altro problema che riguarda i collectrons è il seguente: a causa del rapporto potenza/segnale di un SPND e del cambio della distribuzione di potenza di riferimento col bruciamento del nocciolo, i segnali degli SPND sono confrontati con i segnali di riferimento forniti dagli aeroballs circa ogni 15 giorni di piena potenza effettiva. [8][9]

2.4 Problematiche generali relative agli SPND ed agli Aeroballs nel loro funzionamento in core.

I requisiti funzionali ai quali devono rispondere gli SPND sono:

- blocco del reattore su segnale di precoce inizio della nucleazione a bolle (DNBR)
- blocco del reattore su segnale di alta densità lineare di potenza (HLPD)

Va pur ricordato che il sistema di rilevazione tramite SPND si interfaccia direttamente coi sistemi di monitoraggio e di protezione del reattore.

Pertanto, i requisiti che coinvolgono gli SPND sono:

- l'indipendenza che è richiesta tra le parti ridondanti del sistema di sicurezza. E ciò fa riferimento all'inquadramento normativo 10CFR50.55a(h)/IEEE 603 Clause 5.6. GDC 21& 22
- il criterio di guasto singolo. Il che significa che i sistemi di sicurezza eseguiranno tutte le funzioni di sicurezza richieste da un evento base di progetto in presenza di un guasto singolo credibile. E ciò fa riferimento all'inquadramento normativo 10CFR50.55a(h)/IEEE 603 Clause 5.1. GDC 21.

A questo punto analizziamo l'impatto che hanno i guasti degli SPND sulle operazioni di impianto in funzione del numero di SPND in panne. Prendiamo in esame i seguenti casi :

- **da 1 a 5** SPND guasti. In questa evenienza il sistema di protezione aggiusta automaticamente i valori di riferimento per operare in maniera più conservativa e cautelativa ai fini del blocco del reattore a seguito di DNBR ed a seguito di HLPD;
- **6 SPND** guasti. In questa evenienza entra in funzione il sistema preposto per ridurre la potenza termica a meno del 10% in 6 ore;
- **7 o più** SPND guasti. In questo caso è previsto il blocco automatico del reattore.

Un altro importante aspetto attualmente in corso di verifica da parte dei progettisti di Areva consiste nella rilevazione degli squilibri della distribuzione di potenza nel nocciolo grazie agli SPND. Si procede confrontando tra loro le rilevazioni fornite dagli SPND disposti simmetricamente nella medesima fetta assiale e da tale comparazione emergono subito eventuali squilibri di potenza tra i valori rilevati. La capacità di rilevazione degli SPND consente in questo modo di:

- impostare i valori di soglia per il blocco del reattore sulla base di condizioni di simmetria per i valori della potenza;
- stabilire uno spostamento automatico del valore di soglia per il blocco del reattore allorquando è stato rilevato uno squilibrio di potenza.

Per quanto riguarda la tolleranza ai guasti degli SPND, occorre evidenziare che grazie alla presenza dei 4 sottosistemi, gli effetti di eventuali guasti degli SPND sulle soglie per l'intervento del sistema di protezione sono minimizzati.

Si discuterà qui di seguito della distribuzione dei canali che alloggiavano gli SPND all'interno del nocciolo e la loro associazione con le 4 divisioni in cui è suddiviso il nocciolo. Vengono rilevati 72 valori di densità di potenza lineare calibrati relativi alla macchia calda e 12 valori per la partenza di nucleazione a bolle e relativi al canale caldo nel nocciolo. I citati valori sono disponibili in tutte e 4 le divisioni in cui è suddiviso il nocciolo e coprono la distribuzione di potenza tridimensionale. Quanto alla rilevazione degli squilibri, i canali che alloggiavano gli SPND disposti

simmetricamente fanno riferimento a differenti sottosistemi. Inoltre, lo squilibrio della fetta assiale e totale del nocciolo è calcolato utilizzando le 36 coppie di segnali simmetrici. Se il valore dello squilibrio rilevato è maggiore della soglia specificata i valori di soglia per il blocco del reattore vengono spostati a valori più restrittivi. Viene qui di seguito descritto un episodio di surraffreddamento asimmetrico e dei conseguenti segnali rilevati dagli SPND. Esso consiste nella riduzione della temperatura di ingresso nel circuito oggetto di surraffreddamento. Gli effetti di controreazione portano ad una asimmetrica distribuzione di potenza non appena aumenta la potenza nelle regioni del nocciolo affette da surraffreddamento.

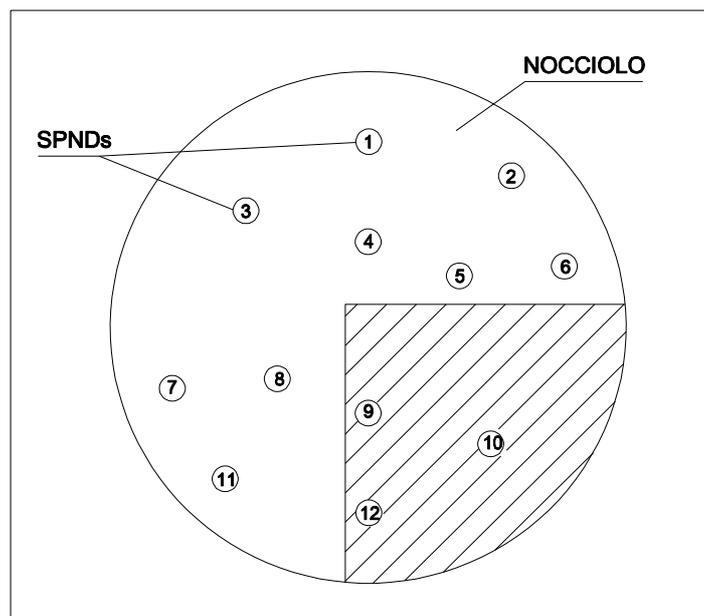


Figura 2.2: Schematizzazione della risposta alle asimmetrie

Il malfunzionamento viene subito rilevato dal fatto che le misure degli SPND che sono alloggiati nei canali simmetrici indicati in figura, divergono rispetto alle condizioni di simmetria originali. Quanto appena evidenziato manifesta l'importanza di suddividere il nocciolo in 4 divisioni, in caso contrario non ci sarebbe la possibilità di rilevare gli squilibri di cui sopra. Nel nuovo progetto proposto per l'EPR saranno proposte nuove soluzioni nei confronti di queste problematiche. [10]

3 Criteri di progettazione della strumentazione in core, funzioni specifiche, modalità di utilizzo e soluzioni ai problemi attuali.

Nel presente capitolo si entrerà nel dettaglio della strumentazione in core con relativi criteri di progettazione e saranno descritti e approfonditi gli schemi costruttivi e di funzionamento, nonché il tipo di misure effettuate con questa strumentazione. Saranno poi analizzate le strategie per fare fronte a tutti i problemi evidenziati nel capitolo 2, unitamente alle migliorie che saranno apportate ai progetti.

3.1 Sistema per la strumentazione nucleare in core applicato al reattore EPR, SPND ed AEROBALLS.

La strumentazione nucleare in core combina insieme due sistemi complementari:

- un sistema di monitoraggio continuo della potenza del nocciolo che utilizza rilevatori fissi in core chiamato PDDS (Power Density Detector System) e che utilizza gli SPND.
- un sistema di mappatura del flusso neutronico funzionante su richiesta e denominato Aeroballs Measurement System (AMS).

Nel reattore EPR gli SPND sono usati pure per la protezione del nocciolo. La distribuzione della densità di potenza in funzione dello spazio e del tempo è accuratamente valutata utilizzando gli SPND.

Sulla base della esperienza accumulata per le misure di flusso neutronico, i rilevatori in core sono risultati essere più accurati dei quelli posizionati ex core.

Il sistema PDDS è progettato per:

- misurare direttamente le variazioni nelle densità di potenza;
- fornire più accurate misure di potenza localizzate in condizioni normali e di transitori operativi;
- fornire una migliore sorveglianza del nocciolo;
- fornire una più puntuale misurazione delle condizioni del nocciolo per picchi della densità di potenza, DNBR e deviazioni assiali della potenza.

3.1.1 Aeroball Measurement System

Il sistema AMS costituisce un sistema di mappatura del flusso neutronico che utilizza sonde ad attivazione mobili che operano su richiesta e serve come sistema di strumentazione di riferimento per determinare la densità di flusso neutronico nel nocciolo.

Tale sistema è costituito da lance che si spingono fino alla base del nocciolo, usa un sistema di trasporto localizzato fuori dal vessel ed impiega un equipaggiamento di misura localizzato in una zona a distanza.

L'intera sequenza di misurazioni ed elaborazioni è controllata dal computer ed è completamente automatizzata. Il tempo intercorrente fra 2 successive misurazioni è di circa 15 minuti. Il tempo di default della misura, e cioè il tempo di attivazione, della distribuzione di flusso neutronico tridimensionale nel nocciolo è di circa 3 minuti.

La distribuzione di potenza tridimensionale misurata è generata dal software di monitoraggio del nocciolo POWERTRAXE/E. Tale sistema utilizza le distribuzioni di potenza misurate per generare i fattori di calibrazione per gli SPND, il che si riflette in una migliorata accuratezza delle misure effettuate dagli SPND.

Il sistema AMS per l'EPR fornisce una valutazione della distribuzione della densità di potenza per:

- la calibrazione degli SPND
- la verifica delle previsioni di progetto
- le verifiche sul comportamento del nocciolo durante il ciclo di burn-up
- la determinazione della distribuzione di flusso e di potenza tridimensionali
- la calibrazione del sistema di monitoraggio on line tridimensionale che utilizza il software POWERTRAX/E

Occorre specificare che il software POWERTRAX/E fornisce un sistema comprensivo di monitoraggio on line per i calcoli di fisica del reattore, di processamento dei dati misurati e di calcolo continuo della distribuzione di potenza tridimensionale all'interno del nocciolo. E le risultanze di tutto ciò sono visualizzate su un computer dedicato nella sala di controllo.

Una visione generale del sistema combinato di SPND e AMS è fornita dalle figure riportate di seguito.

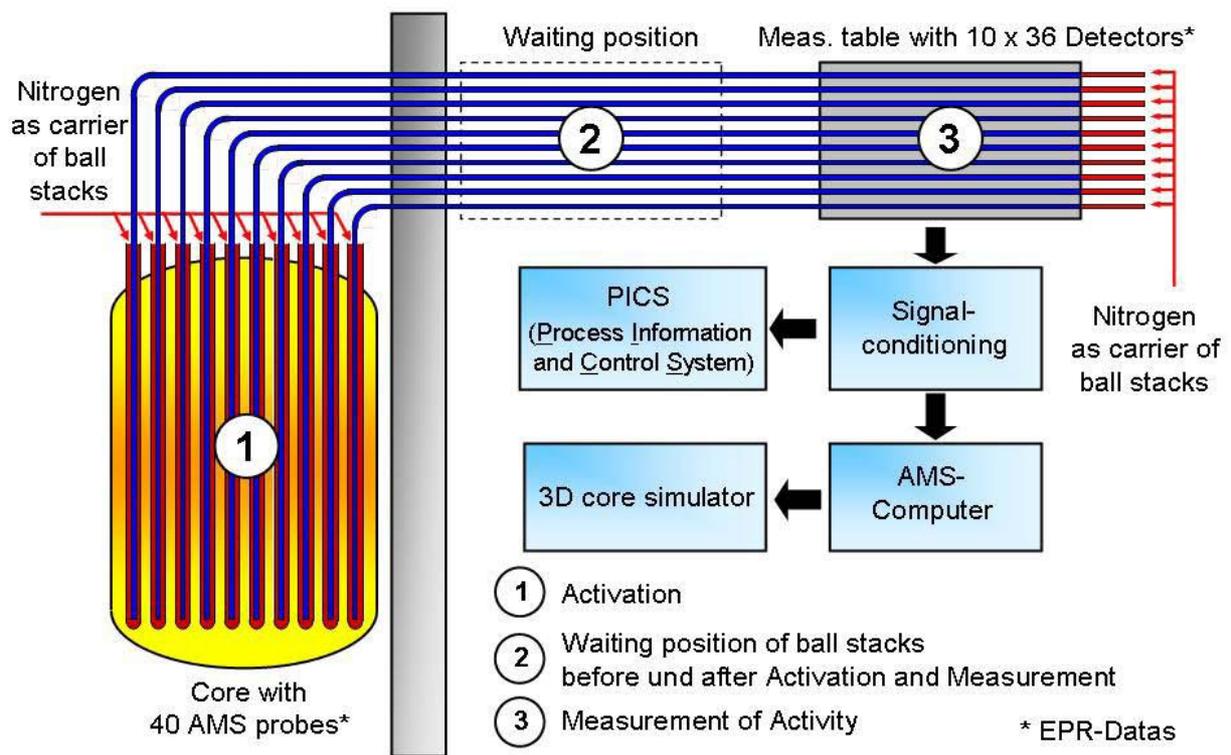


Figura 3.1: Vista generale dell'AMS

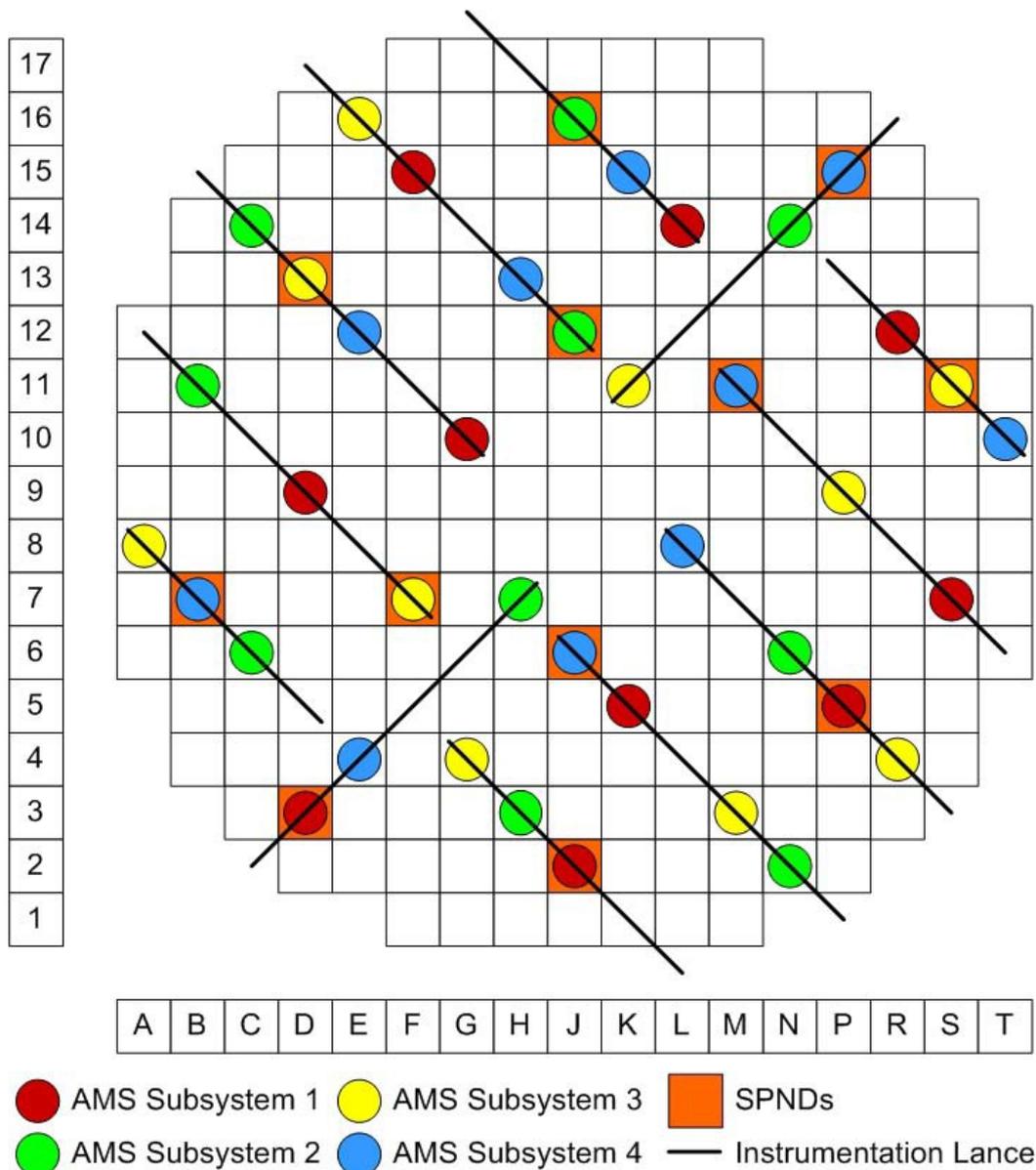


Figura 3.2: Disposizione delle componenti della strumentazione in core

3.1.2 Self Powered Neutron Detector

Il sistema PDDS fornisce misurazioni continue della densità di flusso neutronico locale a posizioni fisse nel nocciolo provenienti da 12 canali per l'alloggiamento degli SPND. Gli SPND possono misurare variazioni nella densità di potenza che possono essere usate, tra l'altro, per proteggere il reattore dalle conseguenze spurie della caduta dei grappoli delle barre di controllo o dei loro movimenti. Ogni canale di alloggiamento contiene 6 SPND che sono posizionati in precise posizioni radiali ai fini di fornire informazioni riguardo la distribuzione di flusso neutronico tridimensionale nel nocciolo. Nella Figura 3.3 viene evidenziata la disposizione assiale degli SPND per un impianto Siemens Konvoi simile allo US EPR. Nel caso dell'EPR i 72 SPND sono ugualmente distribuiti fra 4 divisioni del nocciolo.

Gli SPND sono rilevatori (n, β) al cobalto e sono emettitori che non richiedono una alimentazione per il funzionamento. L'isotopo 59 del cobalto è usato come materiale emettitore a causa della sua capacità di generare prontamente segnali che seguono la variazione di flusso neutronico, con bassa sensibilità ai raggi gamma.

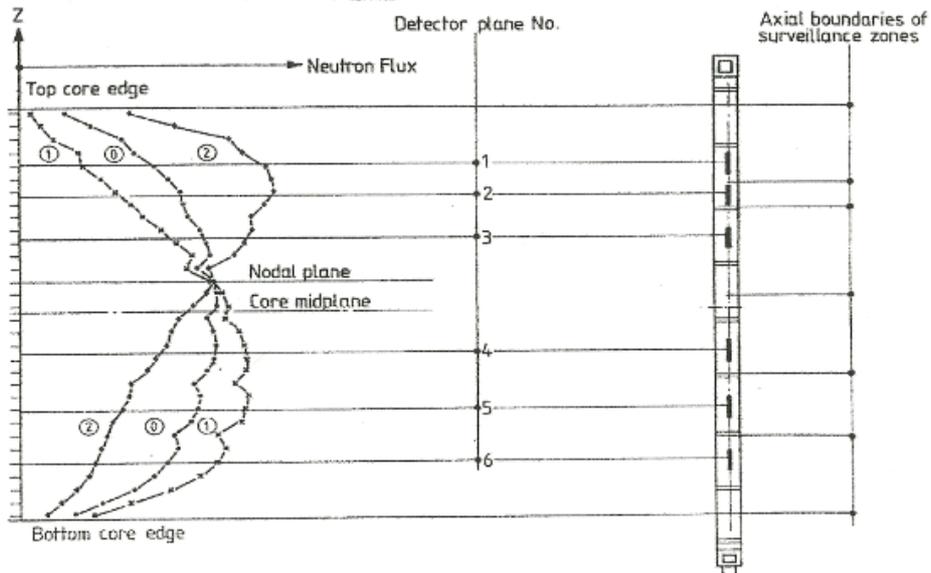


Figura 3.3: Ubicazione assiale degli SPND

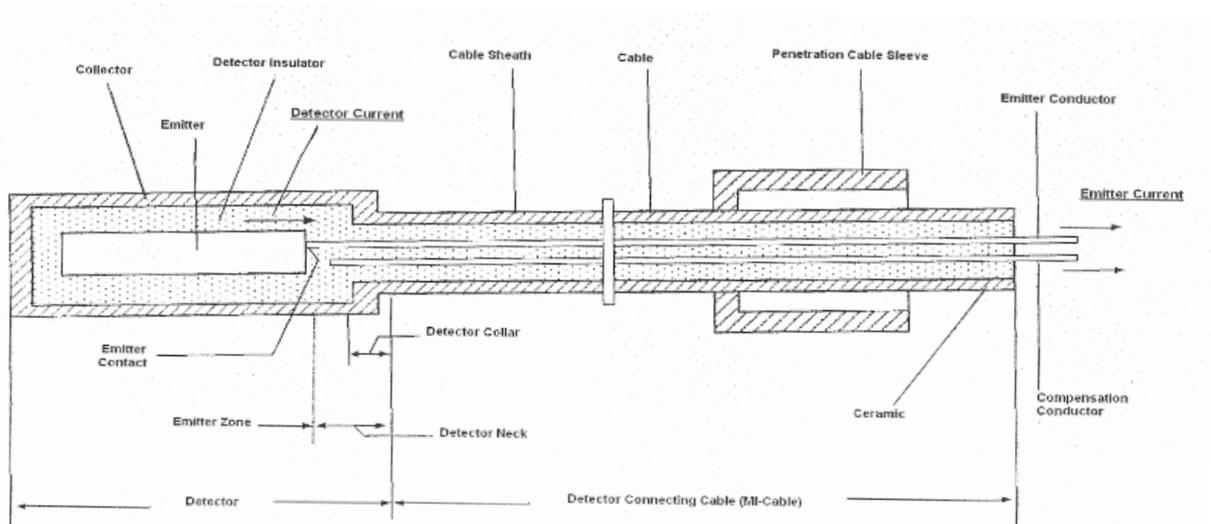


Figura 3.4: Vista di un rivelatore n-beta integrato

I rilevatori in-core consentono una più efficace misurazione dei picchi di potenza localizzati rispetto ai rilevatori ex-core specialmente nei reattori di grande taglia. I vantaggi del sistema PDDS rispetto alla strumentazione ex core sono:

- misurazione diretta delle variazioni della densità di potenza;
- migliorata accuratezza delle misure di potenza locali in condizioni normali e transitorie;

- migliorata sorveglianza del nocciolo;
- misurazione superiore delle condizioni del nocciolo per picchi di densità di potenza, DNBR, e deviazioni assiali della potenza.

Le principali interazioni che portano alla formazione di elettroni che contribuiscono al segnale misurato sono :

- la cattura radioattiva (n, γ) seguita da un β ritardato:
 - o la reazione globale è (n, β) ;
- la cattura radioattiva (n, γ) seguita dalla produzione di un elettrone secondario pronto grazie agli effetti Compton, fotoelettrico e produzione di coppie (γ, e) :
 - o la reazione globale è $(n, \gamma)(\gamma, e)$;
- assorbimento di gamma esterni e produzione di un elettrone secondario mediante effetti Compton, fotoelettrico e produzione di coppie:
 - o la reazione globale è (γ, e) .

Il tempo di vita di un SPND non è influenzato dal burn up, ma è determinato unicamente dalla durata della resistenza di isolamento tra i 2 conduttori interni ed la guaina esterna.

3.1.2.1 Requisiti per la calibrazione degli SPND al Cobalto

Si premette che la sensibilità del rivelatore è data dal rapporto fra il segnale misurato (ad esempio la corrente che è proporzionale al flusso neutronico locale attorno alla posizione occupata dal rivelatore medesimo) ed il valore fisico monitorato (ad esempio la massima densità lineare di potenza o la densità di potenza integrata sulla lunghezza assiale). La distribuzione di potenza attorno ad un SPND cambia nel corso del ciclo di bruciamento del combustibile. Avviene una perdita di sensibilità del rapporto tra potenza e segnale negli SPND a causa del burn up dell'emettitore e della costituzione del segnale di fondo del ^{60}Co .

E per compensare questo decremento della sensibilità degli SPND durante il ciclo del combustibile e per tenere conto del fattore di cambio dei picchi di potenza sul ciclo di combustibile viene eseguita la calibrazione dei canali che alloggiavano la strumentazione SPND mediante l'impiego del sistema AMS. Il sistema AMS assiste nel generare i valori di densità di flusso neutronico relativi misurati nel nocciolo che sono utilizzati con la predetta distribuzione di potenza basata sulla operazione in corso nel nocciolo, per calibrare gli SPND. Ciò viene effettuato approssimativamente ogni 15 giorni di piena potenza effettiva.

3.1.2.2 Processamento del segnale

Un sistema di misurazione digitale è usato per la elaborazione del segnale ai fini di assicurare affidabilità e flessibilità, per automatizzare le prestazioni dei test periodici e per fornire ampie diagnostiche per i canali della strumentazione. Le correnti erogate dal conduttore emettitore e dal conduttore di compensazione sono amplificate ed elaborate all'interno del laboratorio di ciascuna divisione del sistema di protezione.

Viene fatta particolare attenzione al cablaggio in ingresso ed in uscita ai fini di assicurare un alto rapporto segnale/rumore. Le attenzioni consistono nella realizzazione della messa a terra, nella realizzazione di speciali cassette di cavi per il cablaggio relativo al trasporto dei segnali e nella separazione tra cassette di cavi usati per il controllo e quelli utilizzati per la alimentazione. I laboratori dedicati alla strumentazione SPND hanno pannelli frontali connettori per i collegamenti coi mezzi di diagnosi. Le perturbazioni della densità di potenza sono valutate tramite gli SPND e sono mantenute all'interno di valori permessi dal sistema di controllo, sorveglianza e limitazione del nocciolo. Fili e cavi sono scelti opportunamente. I rilevatori e l'equipaggiamento per il trattamento del segnale degli SPND sono isolati elettricamente dall'equipaggiamento per la elaborazione del segnale, nel modo che segue:

- le forniture di energia interna dell'equipaggiamento di trattamento del segnale sono elettricamente isolate dalla fornitura di energia esterna;
- i segnali in uscita dall'equipaggiamento di condizionamento del segnale sono elettricamente isolati dall'equipaggiamento per il processamento del segnale in entrata;
- i segnali di ingresso all'equipaggiamento che condiziona il segnale sono elettricamente isolati dai segnali di alimentazione dell'equipaggiamento che effettua la elaborazione.

3.1.2.3 Interfaccia tra gli SPND ed il sistema di protezione

Il sistema di strumentazione in core fornisce indicazioni dei livelli di potenza del reattore che sono indipendenti e diversi dai livelli di potenza forniti dalla strumentazione ex core. Gli SPND sono divisi in 4 quadranti del nocciolo. I segnali forniti dagli SPND sono acquisiti in maniera ridondante dal sistema di protezione.

3.1.2.4 Problematiche di guasto relative agli SPND

I guasti degli SPND riscontrati negli impianti KONVOI sono automaticamente rilevati e registrati ; ed anche l'EPR US avrà questa caratteristica di rilevazione. La rilevazione dei guasti degli SPND sarà inviata verso una separata metodologia di analisi di sicurezza per il settaggio dei valori ai fini del blocco del reattore.

Le motivazioni per le quali sono stati rimpiazzati canali di alloggiamento con gli SPND sono stati nel caso del reattore tipo KONVOI i seguenti:

- un dato numero di rilevatori guasto lungo l'intero ciclo di combustibile
- danneggiamento meccanico dei canali di alloggiamento degli SPND durante il maneggiamento delle lance
- problemi con il sistema AMS che può avere richiesto la sostituzione delle lance.

Infine, occorre evidenziare come durante ogni fermata per la ricarica del combustibile sono effettuati i seguenti test sugli SPND ai fini di assicurare la loro continuità funzionale:

- misura della resistenza di isolamento del cavo
- misura delle correnti di fondo del Co-60
- compensazione per le correnti di fondo del Co-60

3.1.2.5 Difesa in profondità, diversificazione e ridondanza

Il sistema PDDS fornisce difese dai guasti di modo comune effettuando le seguenti azioni:

- gli SPND forniscono segnali indipendenti di ingresso al sistema di protezione per l'eventuale blocco del reattore;
- gli SPND forniscono impulsi anche al sistema RCSL;
- gli SPND forniscono impulsi al sistema di monitoraggio POWERTRAXE
- il sistema degli SPND è tollerante al guasto singolo.

Di contro al sistema AMS non è richiesta ridondanza in quanto il sistema è usato solo per calibrare gli SPND.

3.1.3 Qualificazione sismica

I sistemi di strumentazione in core devono essere sismicamente qualificati in conformità agli standard IEEE.

3.1.4 SPND/AMS e loro componenti

La strumentazione in core è inserita nel nocciolo dalla testa di quest'ultimo, secondo l'esperienza Siemens ultratrentennale. La penetrazione delle lance è soggetta a rilevazione di fessurazioni e speciali accortezze sono assicurate per il maneggiamento delle componenti di questi sistemi di strumentazione; infine, il sistema di serraggio utilizza un doppio anello sigillato per consentire i test di tensionamento sugli anelli prima della partenza dell'impianto.

I sistemi di rilevazione AMS e SPND sono installati sulle lance all'interno del vessel. Le lance sono realizzate con acciaio inossidabile austenitico.

L'asta della lancia è usata per instradare gli aeroballs, i tubi con gas, gli SPND ed i cavi fuori dal vessel attraverso speciali penetrazioni.

3.1.5 Aeroballs Measurement System

Il sistema AMS è un sistema di strumentazione usato per determinare la densità di flusso neutronico nel nocciolo e per la calibrazione degli SPND. Sonde mobili usano pile di *Aeroballs* in una lunga colonna che copre tutta la altezza del nocciolo ai fini della determinazione della densità di flusso neutronico nel nocciolo.

Si precisa, qui di seguito, la composizione di una singola Aeroball: 0,6% Carbonio, 14,5% Cromo, 1,54% Vanadio, 83,36% Ferro. Un sistema di trasporto funzionante ad azoto trasporta gli Aeroballs impilati nel nocciolo dove subiscono irraggiamento.

Dopo l'irraggiamento gli Aeroballs lasciano il nocciolo mediante azionamenti magnetici e vanno al tavolo di misura dedicato al sistema AMS. Il progetto meccanico dei tubi per l'AMS consiste in 2 tubi concentrici in acciaio circondati da un tubo in acciaio esterno di protezione. Gli stop magnetici sono parte del sistema AMS e posizionati fuori dal vessel e allorquando sono aperti consentono il passaggio degli Aeroballs dal reattore al tavolo di misura e/o viceversa.

I tubi del sistema AMS sono inseriti dalla parte superiore delle lance e costituiscono il mezzo di trasporto per gli strumenti Aeroballs e per il gas vettore. Il sistema AMS è un sistema di misura elettromeccanico controllato da computer basato su sonde mobili ed usato per la mappatura tridimensionale del flusso neutronico. Il sistema AMS determina la distribuzione della densità di flusso neutronico su tutta l'altezza attiva del nocciolo in corrispondenza delle posizioni di 40 assemblaggi prefissati di combustibile. Un sistema computerizzato dedicato controlla l'intero processo di misura e di test, assicura una alta accuratezza e calcola i ratei dei conteggi sulla base degli impulsi ricevuti. Poi, utilizzando i valori misurati forniti dal sistema AMS, il sistema POWERTRAXE calcola la distribuzione di potenza tridimensionale in tutto il nocciolo.

3.1.5.1 Le lance

Il componente strumentale denominato lancia è l'unità meccanica di base del sistema di misura del flusso neutronico in core. Le lance contengono i mezzi di misura del sistema AMS. Ci sono 4 tipi di lance che corrispondono a specifiche zone del nocciolo. Il tubo guida ed i tubi protettivi che contengono una sonda Aeroball oppure una pila di SPND sono tenuti sospesi sul piatto superiore del nocciolo da un elemento apposito. Nella parte più bassa della lancia il tubo di trasporto degli Aeroballs dentro l'alloggiamento della lancia finisce in uno stop permeabile al gas. Concentrico al tubo di supporto degli Aeroballs, c'è un tubo che fornisce gas applicato in contro pressione per spingere via gli Aeroballs verso il tavolo di misura.

3.1.5.2 Pile di Aeroballs

Una sonda Aeroball ha un diametro di 1.7mm. Le sonde Aeroballs sono progettate per durare per tutta la vita dell'impianto senza necessità di sostituzione. Quando si trovano nella posizione di riposo le sonde sono al di sopra dello stop elettromagnetico che si trova sopra il vessel del reattore. Quando gli stop si aprono, le sonde si muovono pneumaticamente attraverso il diametro interno del tubo verso le loro posizioni per essere attivate nel nocciolo. Le 40 colonne di sonde Aeroballs sono suddivise equamente in 4 sottosistemi; la lunghezza di una colonna è all'incirca uguale alla altezza attiva del nocciolo. La distribuzione di attività lungo le pile di sonde è proporzionale alla densità di flusso neutronico e, quindi, alla densità di potenza. Dopo un tempo di irradiazione predefinito le sonde Aeroballs lasciano il nocciolo attraverso gli stop magnetici azionati con azoto e vanno al tavolo di misura.

Nel compartimento adibito alle misurazioni, i tubi di trasporto delle sonde sono connessi ad un tavolo di misura dotato di svariati fasci rilevatori che sono disposti sul tavolo di misura con 4 tubi di trasporto, raggruppati insieme in parallelo sotto ogni fascio rilevatore a formare 4 sottosistemi. Le 10 sonde in 1 sottosistema sono misurate simultaneamente con misure individuali effettuate su ogni sonda. Nel corso di una misurazione le sonde attivate degli altri 3 sottosistemi sono in posizione di riposo.

Il vanadio utilizzato nelle sonde produce un decadimento gamma facilmente riconoscibile dal software di misura. Quando viene esposto ad un flusso neutronico, l'isotopo ^{51}V usato nelle sonde Aeroballs raggiunge un più alto stato energetico creando l'isotopo ^{52}V . Dopo un vita media di 3.7 minuti l'isotopo ^{52}V si trasforma con un decadimento β^- nell'isotopo ^{52}Cr . In sede di misurazione è possibile ottenere delle informazioni dallo spettro gamma delle Aeroballs.

^{52}Cr STABLE 83.789%	^{53}Cr STABLE 9.501%	^{54}Cr STABLE 2.365%
^{51}V STABLE 99.750%	^{52}V 3.743 M β^- : 100.00%	^{53}V 1.543 M β^- : 100.00%
^{50}Ti STABLE 5.18%	^{51}Ti 5.76 M β^- : 100.00%	^{52}Ti 1.7 M β^- : 100.00%

Figura 3.5: Particolare della carta dei nuclidi

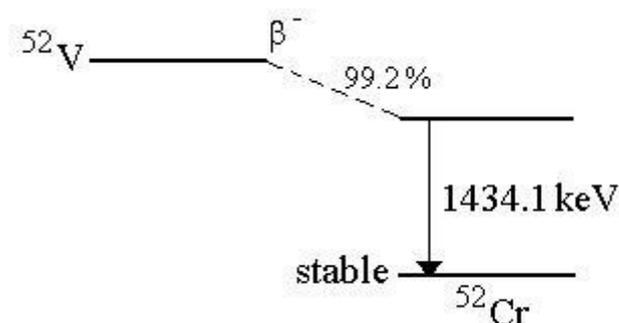


Figura 3.6: Schema di decadimento del Vanadio-52

3.1.5.3 Solenoidi per il fermo degli Aeroballs

I 40 solenoidi usati per il fermo delle sonde sono situati nei tubi di trasporto delle sonde tra le lance ed il tavolo di misura. I tubi guida contenenti i fermi per le sonde Aeroballs sono chiusi da un pistone montato in uno stretto alloggiamento a pressione che rimane permeabile al gas azoto. Il pistone è azionato magneticamente nella parete che lo ospita. Il fermo delle sonde crea un passaggio che può essere aperto o chiuso per il movimento delle sonde.

3.1.5.4 Tavolo per le misurazioni

I 40 tubi con le sonde sono raggruppati in 4 sottosistemi di 10 tubi nel tavolo di misura. Ogni sottosistema è dotato della propria valvola di controllo per il sistema di trasporto pneumatico ad azoto che può essere azionata indipendentemente. Ogni valvola di controllo possiede una fornitura di energia ridondante. Esiste un sistema di schermaggio per i rilevatori dalle radiazioni delle sonde irraggiate. Il collettore di guida connette i tubi individuali. Il fine corsa delle sonde è collegato al collettore di guida e sporge dentro i tubi Aeroballs. Le sonde sono trattenute dal fine corsa mentre il gas fluisce attraverso i fine corsa senza ostacoli in tutte le direzioni. Se il livello di umidità è troppo alto un sensore apposito chiuderà il sottosistema associato. Il tavolo di misura contiene 10 serie di barre rilevatrici per misurare il decadimento delle sonde Aeroballs che sono state irraggiate. Ogni fascio rilevatore è dotato di 36 porte rastremate coperte con impiantati rilevatori al silicene situati ad intervalli regolari. Le sonde di ogni sottosistema sono misurate simultaneamente. I conteggi degli impulsi acquisiti nelle misurazioni individuali dei canali vengono trasferiti al computer AMS per le successive elaborazioni dei dati. Dopo il processamento il computer AMS trasferisce i dati al sistema POWERTRAXE.

3.1.5.5 Equipaggiamento di controllo ams/valvole a cremagliera

Le valvole a cremagliera sono le valvole necessarie al trasporto delle sonde. I tubi con gas azoto che portano al tavolo di misura sono instradati attraverso le valvole a cremagliera. Il gas azoto usato per muovere le sonde è diretto verso i 4 sottosistemi

pneumatici attraverso riduttori di pressione, serbatoi con indicatori di pressione, interruttori valvole a solenoide filtri, etc. Nel caso in cui avvenisse una caduta di pressione dell'azoto nel sistema di alimentazione principale, la linea di alimentazione è automaticamente isolata mediante una valvola a solenoide ed il trasporto delle sonde è ancora assicurato dal gas azoto contenuto negli appositi serbatoi.

3.1.5.6 Sistema di strumentazione AMS

Le misure sono iniziate dal computer del sistema AMS per ottenere i valori di attivazione delle sonde. I valori relativi all'attivazione ed ogni informazione riguardo a sonde corrette o difettose sono compilati in un file ed inviati al computer POWERTRAXE. Dal momento in cui il file è ricevuto dal computer POWERTRAXE il simulatore del nocciolo calcola la distribuzione di potenza tridimensionale ed il valore del DNBR ed effettua l'adattamento dei valori, dal teorico a quello reale, dell'attivazione misurata. E seguendo l'adattamento, sono calcolati i fattori di calibrazione. Il sistema POWERTRAXE automaticamente effettuerà una misurazione non appena il file coi valori dell'attivazione sarà stato ricevuto dal computer POWERTRAXE. Il computer del sistema AMS controlla l'intero processo di misura ed i test. Esso calcola pure il rateo di conteggi determinato degli impulsi misurati applicando i fattori di correzione, così come il decadimento dell'attività durante la procedura di misura, le attività residue e l'effetto di scattering. Il sistema AMS opera su un hardware dedicato e non usa risorse di altri sistemi per il controllo delle misure. Le principali caratteristiche tecnologiche del sistema AMS sono:

- sondaggio pressoché istantaneo dello stato del nocciolo con tempi di attivazione di circa 3 minuti consentendo così le misure durante le rampe di carico;
- il più breve intervallo di tempo fra 2 misure è di 10 minuti;
- capacità di avviamento dalla sala di controllo principale.

3.1.5.7 POWERTRAXE

POWERTRAXE è un sistema di monitoraggio dello stato dell'arte del nocciolo che svolge un'ampia gamma di funzioni relative al monitoraggio ed ai calcoli del nocciolo. Esso utilizza codici neutronici approvati dalla NRC ai fini di generare dati riguardo a vari parametri fisici come il burn-up del combustibile ed i picchi di potenza, genera la distribuzione di potenza dettagliata dopo che il sistema AMS ha effettuato le misurazioni, calcola i corrispondenti fattori di calibrazione degli SPND e fornisce i mezzi di previsione per supportare gli operatori dell'impianto. POWERTRAXE visualizza graficamente una ampia gamma di informazioni riguardo alle condizioni del nocciolo ottenute dalle simulazioni del medesimo, dai computer dell'impianto e dal computer AMS. [9]

3.2 Nuovi criteri di progetto da apportare alla strumentazione in-core nel progetto US EPR

3.2.1 Modifica delle reti di trasmissione dei segnali

Dall'esame degli schemi delle reti di trasmissione dei dati, come riportati nella Figura 3.7 per il progetto attuale e nella Figura 3.8 per il progetto proposto, si evidenzia come appare la rete semplificata ottenuta grazie alla rimozione delle RAU e delle RAU/APU.

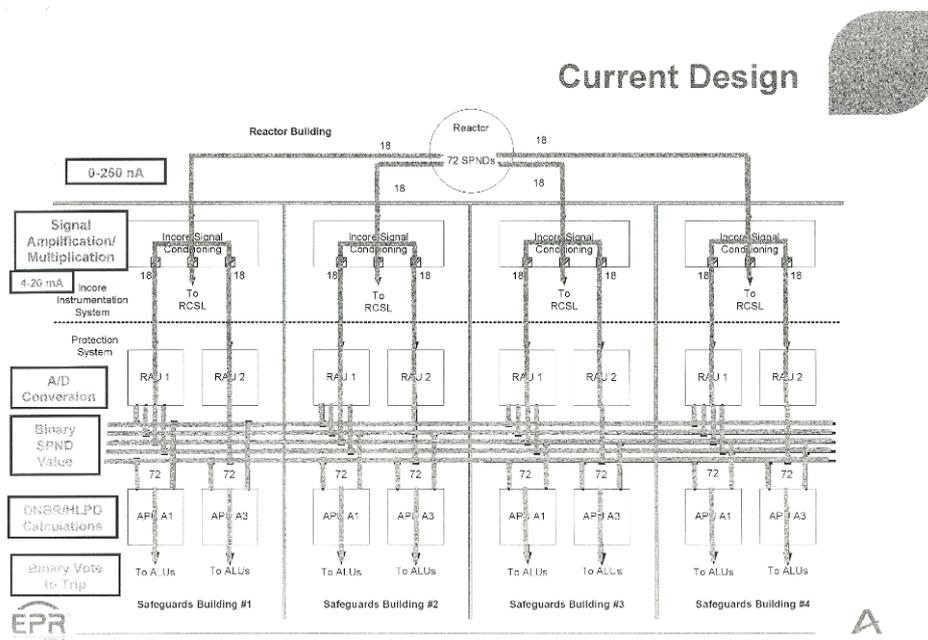


Figura 3.7: Rete di trasmissione dati come da progetto attuale

Proposed Design

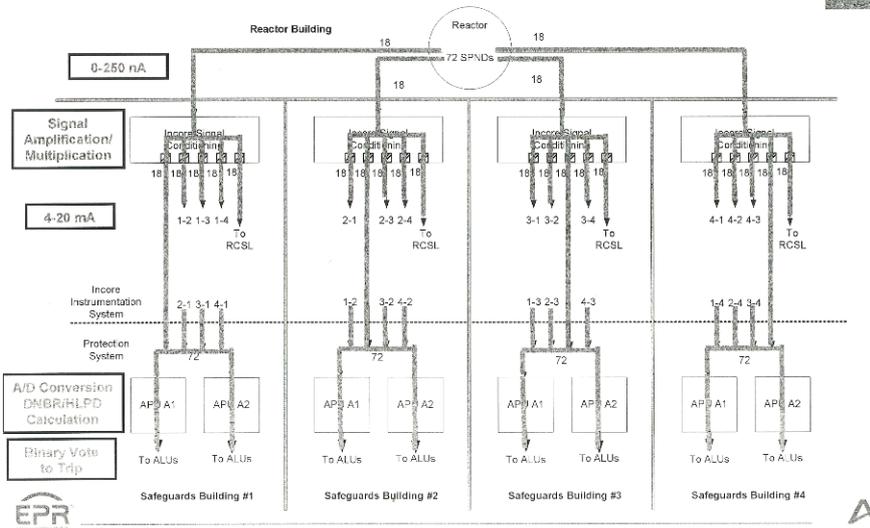


Figura 3.8: Nuova rete di trasmissione dati proposta

Altra importante modifica ai fini della sicurezza è quella consistente nel fare confluire i cablaggi che portano i segnali degli SPND ad ogni divisione del sistema di protezione.

Altri punti chiave che contraddistinguono il progetto proposto da AREVA e NRC sono quelli relativi ai requisiti della IEEE 384 che saranno applicati ai cablaggi che portano i segnali degli SPND ai fini di fornire la indipendenza fisica ed elettrica dei circuiti.

Passiamo adesso agli adempimenti dei requisiti richiesti.

- 1) Per quanto riguarda il criterio per il DNB, la verifica vuole che non ci siano cambiamenti funzionali nella implementazione di questa funzione. Nel progetto in fase di proposizione, il percorso dei segnali è il medesimo, eccezion fatta per il fatto che c'è un incremento della lunghezza del cavo che porta il segnale in differenti divisioni, ma ciò ha effetti trascurabili. Inoltre ci sarà un miglioramento nel tempo di risposta grazie alla eliminazione dei componenti della rete RAU. Pertanto la prima richiesta si può considerare soddisfatta.
- 2) Per quanto riguarda il requisito del blocco del reattore sulla base di alta densità di potenza lineare, valgono le considerazioni di cui al punto 1.
- 3) Quanto al requisito relativo alla indipendenza, si chiede che sia verificata la indipendenza tra sistemi di sicurezza e sistemi non di sicurezza e la indipendenza tra le divisioni ridondanti; l'indipendenza delle divisioni del sistema di protezione è garantita dalla eliminazione dei componenti RAU/APU.

Si passa ad esaminare le tecniche base per le richieste alternative.

1) Modifiche dei valori di riferimento per il DNBR e per il HLPD, ai fini di tenere conto dei guasti degli SPND in luogo della ridondanza e della indipendenza degli SPND, il che soddisfa il criterio di guasto singolo e conferisce una più alta affidabilità nell'eseguire le funzioni di sicurezza.

2) Benefici delle funzioni di blocco del reattore basate sugli SPND.

Si passa ad esaminare le differenze tra le operazioni di blocco del reattore convenzionali e quelle basate sugli SPND.

Nel caso del blocco del reattore convenzionale è presente un monitoraggio omogeneo delle variabili di processo. Nel caso di blocco del reattore sulle base dei segnali forniti dagli SPND è presente un monitoraggio che dipende spazialmente dalla variabile di processo (flusso neutronico nel nocciolo). La dipendenza spaziale è riconosciuta dalle norme IEEE 603-1998 Clause 4f.

A questo punto occorre riscontrare la impossibilità di avere misurazioni ridondanti di SPND a causa della dipendenza spaziale del flusso neutronico; infatti non si possono avere due sensori che occupano la medesima posizione spaziale. E sulla base di quanto appena citato, l'aggiunta di altri SPND non fornirebbe una vera e propria ridondanza della misura del flusso tridimensionale, ma solo una appena migliore risoluzione della misura del flusso tridimensionale. Inoltre, il posizionamento di altri SPND non risulterebbe di pratica realizzazione in quanto le dimensioni del nocciolo sono limitate.

Per quanto riguarda, invece, il collegamento tra gli SPND ed il sistema di protezione ci si è posti il quesito se fosse il caso di consentire la acquisizione di 18 SPND per ciascuna delle 4 divisioni in cui è ripartito il nocciolo. Al momento la risposta è negativa in quanto questo accorgimento non creerebbe una ridondanza nella misurazione del flusso neutronico, ma anzi ridurrebbe la completezza della misura medesima all'interno di ciascuna delle 4 divisioni.

Prima di terminare il presente paragrafo è importante approfondire i benefici derivanti dalle funzioni di blocco del reattore basate sugli SPND e più precisamente:

- l'utilizzo dei 72 SPND posizionati nel volume del nocciolo fornisce una più diretta ed accurata misurazione della potenza del nocciolo rispetto ai rilevatori posizionati fuori dal nocciolo;
- per quanto possibile e pratico gli input per i comandi di attuazione saranno derivati dai segnali derivanti dalle misure dirette delle variabili desiderate come specificato nel progetto base.

Concludiamo la presente trattazione evidenziando i vantaggi derivanti dalla distribuzione dei segnali degli SPND, che sono quelli di seguito riportati:

1) Le soglie che fanno scattare il sistema di protezione del nocciolo per eventi accidentali sono basate sulla capacità di misura del sistema piuttosto che su assunzioni analitiche. Gli esempi di eventi asimmetrici per i quali un sistema in core suddiviso in 4 divisioni non sarebbe efficace sono ad esempio la

estrazione di una singola barra di controllo, la caduta di una barra di controllo, un surriscaldamento/surraffreddamento asimmetrico.

- 2) Rilevazione e protezione. Vengono stabilite azioni di protezione basate su misurazioni dirette di fenomeni fisici. Si possono rilevare cambiamenti di potenza locali e globali nel nocciolo. Può essere fornita una robusta protezione per il DNBR quando gli SPND guasti rendono non più valido il contributo del canale degli SPND cui appartengono. Infine a conclusione di quanto trattato si può affermare che il progetto che terrà conto delle modifiche proposte presenta un accettabile livello di sicurezza e di qualità. Per quanto riguarda la sicurezza, la modifica dei valori di riferimento per il DNBR e per il HLPD, per tenere conto degli SPND guasti in luogo della ridondanza e della indipendenza degli SPND, soddisfa il criterio di guasto singolo e quindi una più alta affidabilità funzionale nello svolgere le funzioni di sicurezza. Inoltre il progetto di utilizzare per il blocco del reattore in caso di DNBR e di HLPD, 72 SPND posizionati nel volume del nocciolo, costituisce un notevole miglioramento della misura della potenza per la protezione del reattore.

Per quanto riguarda la qualità, si può affermare che tutti i requisiti posti dall'Organo Regolatore sono soddisfatti. [10]

3.3 *Microcamere a fissione*

Viene qui di seguito descritto il funzionamento delle microcamere a fissione che sono pure utilizzate nel nocciolo per la misura dei flussi e quindi della potenza neutronica. Le camere a fissione costituiscono una variante dei contatori a gas e sono predisposte per rivelare neutroni che inducono fissioni nel materiale che ricopre la superficie interna della camera; esternamente sono simili alle altre o più piccole. Il materiale fissile è normalmente ^{235}U . Uno strato molto sottile, circa da 0,02 a 2 mg/cm² è depositato sulla superficie interna. I neutroni interagendo con il materiale fissile producono la fissione dell'uranio 235 e i 2 prodotti di fissione sono emessi in direzione opposta. La ionizzazione causata dai frammenti che entrano nel gas è sentita dal rivelatore. I due frammenti hanno un *range* molto piccolo; per una energia cinetica minore di 100 MeV, il *range* è inferiore a 10 micrometri, per questo motivo è necessario che lo strato di uranio sia molto sottile, perché i frammenti possano raggiungere il gas. L'efficienza è relativamente bassa tra lo 0,5 e l'1%. Un vantaggio di questo tipo di camera è che hanno una bassa sensibilità ai raggi gamma, dovuto al fatto che la energia dei frammenti è molto alta e quindi si può mettere una soglia alta, inoltre è l'unico rivelatore che può essere impiegato in un ambiente di scorie radioattive da reattore dove l'intensità è molto alta e quindi compensa la bassa efficienza. Vengono utilizzate nella forma di camere a fissione miniaturizzate con dimensioni tipiche pari a 1''*0,16'', dotate di pareti ed elettrodi di acciaio, con una pressione di riempimento di diverse atmosfere ed utilizzando una tensione che varia da 50 a 300 volt. A causa del *burn-up* del materiale fissile si rileva per una camera a

fissione ad ^{235}U una diminuzione di sensibilità della risposta del 50% per una fluensa neutronica di $1,7 \cdot 10^{21} \text{ n/cm}^2$. Per ridurre gli effetti del burn-up vengono utilizzate *camere rigenerative*, basate su una mescolanza di fissile con fertile. Ad esempio, una camera con ^{239}Pu e ^{238}U mostra cadute di sensibilità non superiori al 5% fino a fluenze di $4,8 \cdot 10^{21} \text{ n/cm}^2$. A causa, invece, dell'accumulo dei prodotti di fissione si crea un effetto memoria e cioè una corrente residua dovuta al decadimento dei prodotti di fissione all'interno della camera. Occorre, infine, evidenziare come all'aumentare del flusso neutronico, aumenta il rateo di interazione nella camera a fissione, per cui aumenta pure la densità di ioni, il che comporta un aumento dei fenomeni di ricombinazione ionica. E quindi per raggiungere la corrente di saturazione è necessario aumentare la tensione applicata.

Nelle figure seguenti si riportano:

- una foto di camera a fissione miniaturizzata;
- una tabella riportante i vari tipi di camere a fissione ed i parametri operativi quali la temperatura operativa, la sensibilità neutronica, la tensione applicata e le dimensioni [5];
- uno schema di funzionamento della medesima.



Figura 3.9: Microcamera a fissione

TYPE	OPERATING TEMP (°C)	NEUTRON SENSITIVITY (cps/nv)	OPERATING VOLTAGE (V)	DIMENSIONS		APPLICATIONS
				DIAMETER (mm)	LENGTH (mm)	
FC4A	250	3e-3	500	6.2	45.5	General Purpose Pulse Chamber
FC144	225	0.0011 to 0.11	250	25.4	170	General Purpose Pulse Chamber
FC165	200	0.12	400	30	152	General Purpose Pulse Chamber
FC216	250	0.16	500	24	267	General Purpose Pulse Chamber
FC330	140	0.25	500	89	630	MAGNOX Pulse Chamber
FC538	550	0.5 to 1.8	400	47.5	551	General Purpose Pulse Chamber
FC550	200	0.5 to 0.85	500	37	257	General Purpose Pulse Chamber
FC765	300	1.0	500	77	337	General Purpose Pulse Chamber
FC1400	200	1.16	500	50.8	700	General Purpose Pulse Chamber

Figura 3.10: Scheda tecnica relativa a vari tipi di microcamere a fissione

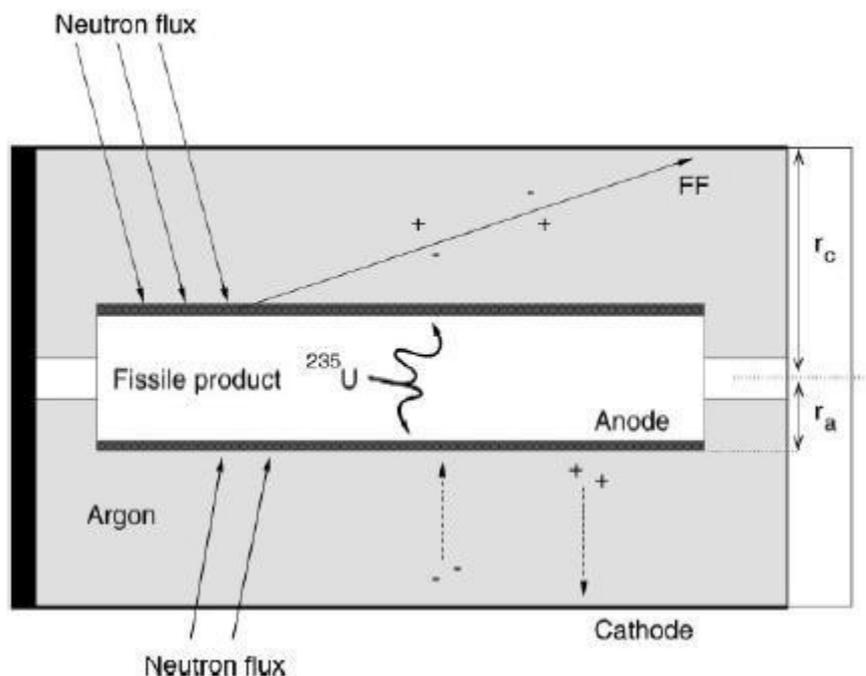


Figura 3.11: Schema di funzionamento di una camera a fissione

3.4 Test sperimentale e comparativo tra camere a fissione sub miniaturizzate e SPND per strumentazione in-core di reattori ad acqua leggera

Nel presente paragrafo vengono descritti ed analizzati due esperimenti di confronto che mettono in luce i vantaggi e gli svantaggi delle camere a fissione sub miniaturizzate e degli SPND nell'ambito del loro funzionamento in core per ottenere una precisa informazione dello stato del nocciolo, tipo i transitori, le rampe di potenza, la mappatura del flusso e della potenza neutronica tridimensionali.

Più in particolare,

- il primo esperimento consiste nel confronto tra camere a fissione sub miniaturizzate e SPND al Rodio e si riferisce al modo statico del reattore;
- il secondo esperimento consiste nella comparazione tra le camere a fissione sub miniaturizzate e SPND all'Afnio, Platino e Cobalto e riguarda il funzionamento del reattore durante i transitori.

Si richiamano brevemente le descrizioni dei 2 rilevatori coinvolti nell'esperimento

3.4.1 Camere a fissione sub-miniaturizzate

In passato le camere a fissione miniaturizzate presentavano dimensioni fino a 3 mm; attualmente è stato fatto un grosso passo avanti in quanto sono realizzate camere con dimensioni massime di 1,5 mm per consentire il posizionamento assiale di 6 o 7 rilevatori di neutroni. E ciò porta a progettare un nuovo tipo di camere a fissione sub miniaturizzate contenente circa 200 micro grammi di materiale fissile (^{235}U o una miscela di $^{234}\text{U}/^{235}\text{U}$) con uno stretto passaggio tra la carcassa della camera ed il cavo coassiale. Tale rilevatore presenta una efficienza pari a $10^{-18} \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$ ed è direttamente sensibile al flusso neutronico. Inoltre una camera a fissione necessita di una alimentazione (30 V) e con tale geometria (spessore carcassa del rilevatore = 1,5 mm, lunghezza = 2,5 mm, lunghezza del tubo coassiale al massimo = 30 m) necessita di un attento progetto per evitare la perdita di isolamento. Uno dei principali scopi di questo esperimento è quello di conoscere il comportamento di questo stretto passaggio - vedi Figura 3.12 - sotto alta temperatura ed alto rateo di neutroni e gamma.

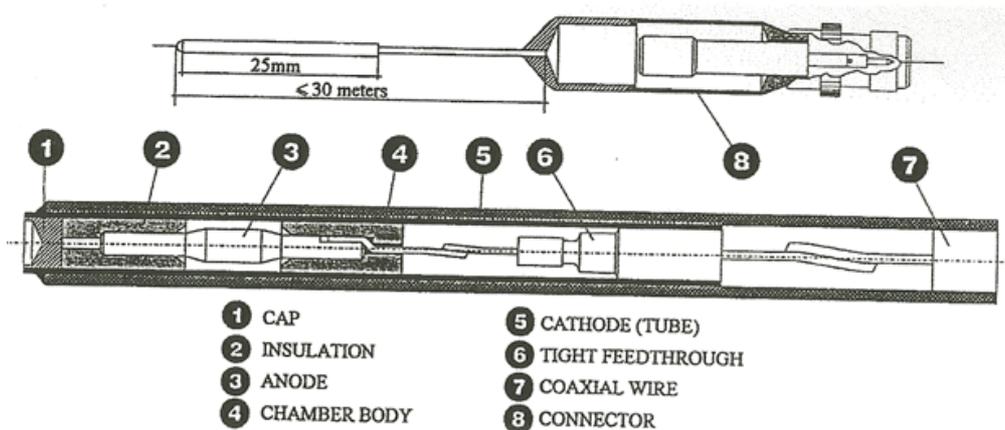


Figura 3.12: Nuova tecnologia per le camere a fissione sub-miniaturizzate

3.4.2 SPND

Il rivelatore coinvolto in questo esperimento è del tipo a Rodio. Differenti avvolgimenti dei rivelatori (per esempio in acciaio) possono essere usati ai fini di ottimizzare la rilevazione dei neutroni e per valutare separatamente la sensibilità termica, la sensibilità ai neutroni epidermici e la sensibilità ai gamma.

3.4.3 L'apparato sperimentale

Il test sperimentale è effettuato nel reattore SILOE (reattore ad acqua di 35 MW) presso il centro CEA in Grenoble. Questo reattore utilizza combustibile disposto in forma di piastre ed in alcune zone del reattore sono presenti intensi flussi neutronici termici compresi tra $5 \cdot 10^{13} \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$ e $10^{14} \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$. Ciò è particolarmente interessante ai fini di effettuare test sul comportamento meccanico dei rivelatori sotto alti ratei di dose di neutroni e di raggi gamma con riferimento alla verifica della perdita di isolamento.

3.4.4 Esperimento CAFET

L'esperimento in oggetto è stato denominato CAFET (Chambres à Fissions En Temperature) e riguarda il funzionamento statico del reattore. Il dispositivo sperimentale consiste in un alloggiamento in alluminio isolato sotto l'aspetto termico mediante gas elio come si vede in Figura 3.13.

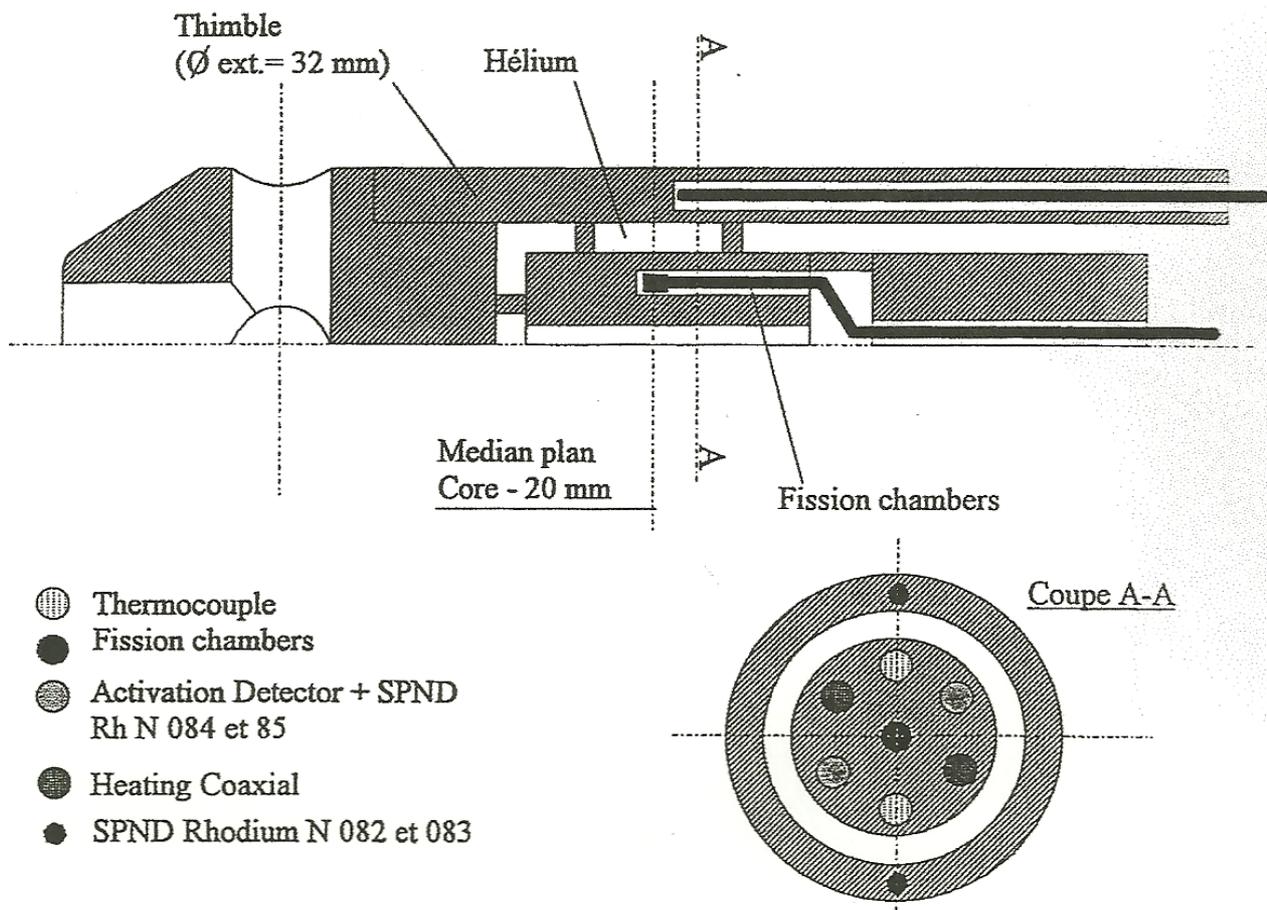


Figura 3.13: Vista schematica del sistema utilizzato per l'esperimento CAFET

L'alloggiamento contiene al suo interno 2 camere a fissione sub – miniaturizzate, 2 SPND al Rodio, 2 termocoppie, un riscaldamento coassiale e 2 rilevatori ad attivazione funzionanti a Rame-Cobalto, questi ultimi necessari per valutare alla fine del tempo di irraggiamento, il flusso neutronico termico totale che sarà dell'ordine di $10^{21} \text{ n cm}^{-2}$.

La potenza depositata sulla struttura metallica dovuta ai raggi di particelle produce la maggior parte del riscaldamento all'interno dell'alloggiamento. Un aggiustamento della temperatura è possibile mediante l'uso del riscaldamento coassiale ubicato all'interno dell'alloggiamento. Il comportamento dei rilevatori neutronici rispetto alle temperature (specialmente per gli SPND al Rodio n.084 e n.085 - vedere Figura 3.13) può essere comparato con altri SPND ubicati al di fuori dell'alloggiamento (gli SPND n.082 e n.083 - Figura 3.13) che si trovano alla temperatura dell'acqua del refrigerante di circa 35° C .

L'esperimento CAFET in argomento ci consente di ottenere, per ciascun livello di irradiazione stabilito, i seguenti parametri:

- l'efficienza globale;
- l'incertezza statistica;

- la linearità della risposta del rilevatore rispetto alla potenza del reattore;
- l'effetto di temperatura;
- il comportamento dell'isolamento (specialmente per le camere a fissione sub miniaturizzate).

3.4.5 Esperimento VARAPPE

L'esperimento in oggetto è denominato VARAPPE (Variation Rapide de Puissance). Tale dispositivo sperimentale è progettato in particolare per lo studio delle caratteristiche dinamiche delle camere a fissione e degli SPND. Consiste nel porre in un alloggiamento di acciaio inossidabile 2 camere a fissione sub miniaturizzate e vari SPND dotati di differenti materiali emettitori quali l'Afnio, il Platino ed il Cobalto come nella Figura 3.14.

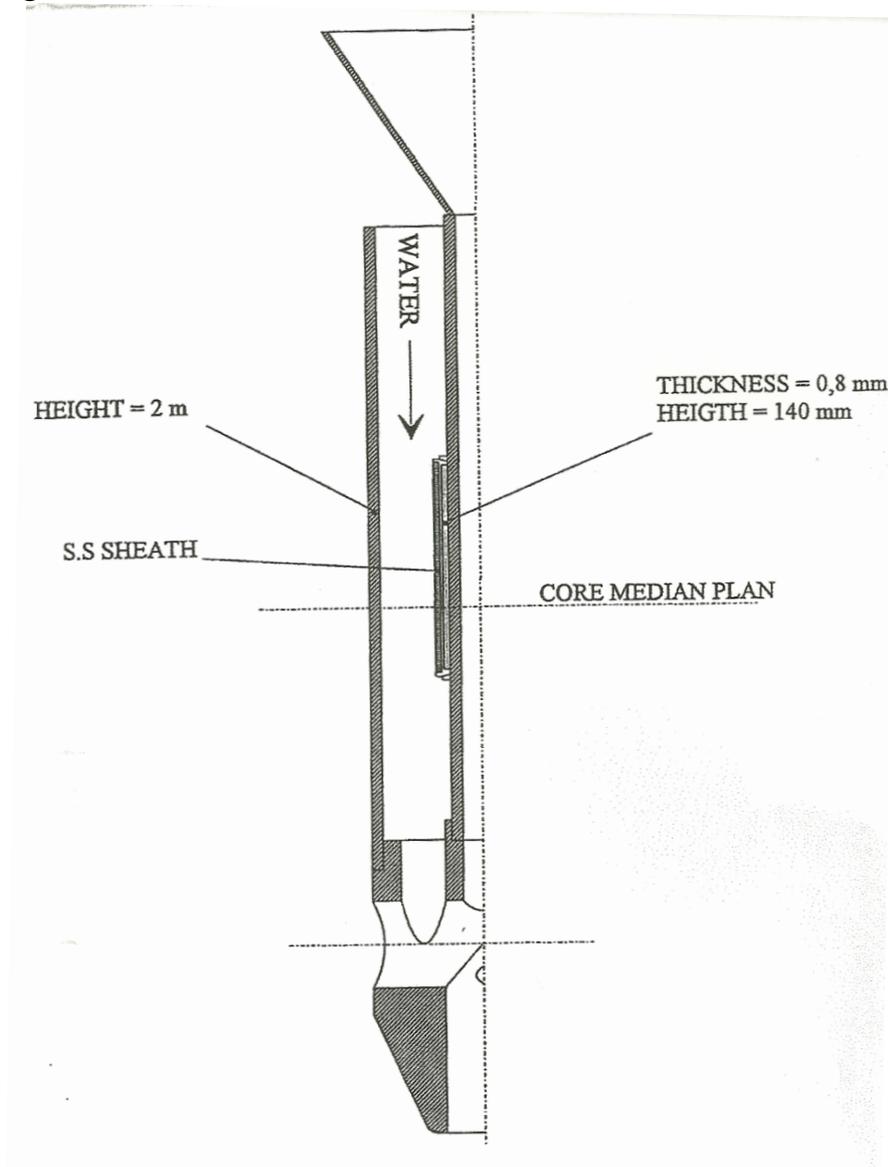


Figura 3.14: Vista schematica del sistema per l'esperimento VARAPPE

Il modo transitorio sarà ottenuto muovendo verticalmente i rilevatori davanti ad un foglio di cadmio ad una velocità di circa 1m/s. Per ciascun rilevatore si potrebbe rilevare:

- il tempo di risposta;
- la componente di corrente pronta ottenuta col movimento confrontata col segnale di equilibrio.

I miglioramenti tecnologici degli SPND saranno testati nel corso di questo esperimento con riferimento alla compensazione della corrente di guaina ed alla minimizzazione della corrente generata dai raggi γ .

3.4.5.1 Primi risultati ed interpretazione

Un ciclo di irradiazione nel reattore SILOE (circa un mese) consiste di tre fasi:

- alla partenza, differenti soglie di flusso neutronico a differenti percentuali di potenza nominale;
- una lunga fase stabile a potenza nominale;
- un lento spegnimento del reattore alla fine del ciclo.

Il valore del flusso neutronico all'interno ed all'esterno dell'alloggiamento sperimentale è stato valutato utilizzando il codice di trasporto neutronico Apollo.

3.4.5.2 Le camere a fissione sub miniaturizzate

Per differenti livelli di irradiazione, le 2 camere a fissione sub miniaturizzate seguono con molta precisione il valore del flusso neutronico termico come indicato nella Tabella 2-1 nella Figura 3.15.

Power reactor (MW)	THERMAL NEUTRON FLUX (N.cm ⁻² s ⁻¹)	Average signal det 1 (volts)	Average signal det 2 (volts)
15	4,42 10 ¹³	0,350	1,050
20	5,78 10 ¹³	0,452	1,276
25	7,14 10 ¹³	0,541	1,512
30	8,23 10 ¹³	0,597	1,716
35	9,89 10 ¹³	0,659	1,986

Tabella 3-1: Risultati

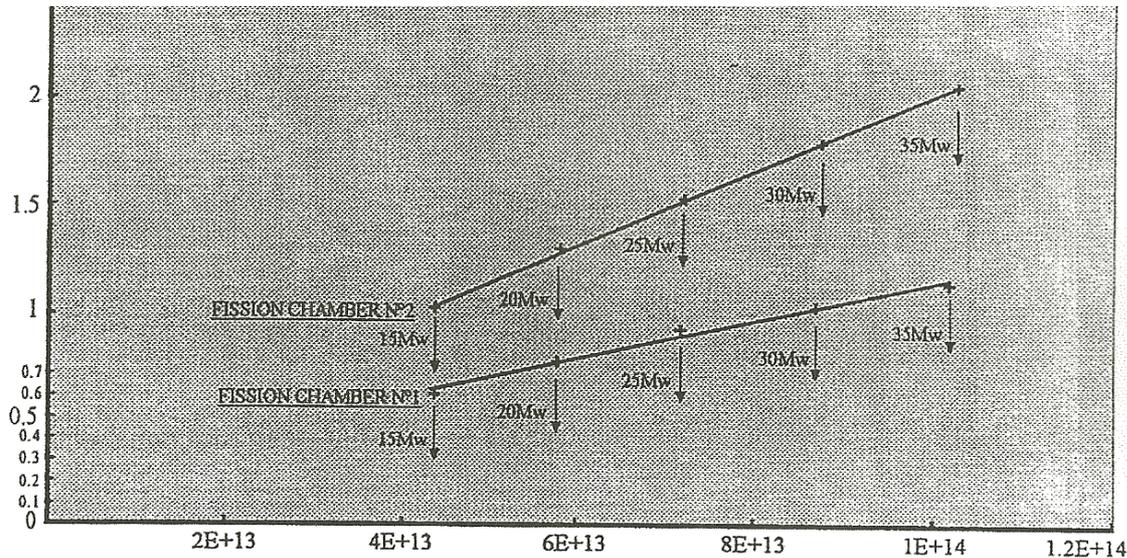


Figura 3.15: Segnale medio rispetto al flusso neutronico per le camere a fissione n° 1 e n° 2 (tempo di conteggio 10 sec)

Tali acquisizioni hanno portato ai seguenti risultati :

- è presente una buona linearità fra i segnali ed il flusso neutronico;
- l'efficienza della camera 1 è di circa $7 \cdot 10^{-19} \text{ A/n. cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$;
- l'efficienza della camera 2 è di circa $2 \cdot 10^{-18} \text{ A/n. cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$.

Lo scostamento tra i due rilevatori è dovuto alla differenza di ^{235}U depositato all'interno delle due camere.

- L'incertezza statistica (a 2 deviazioni standard) è del 4% per la camera 1 e di circa il 2% per la camera 2 (per il pieno range operativo);
- Non sono stati riscontrati cambiamenti nel comportamento delle camere a fissione sub miniaturizzate sia a causa della temperatura e sia a causa della irradiazione neutronica e gamma (la resistenza di isolamento senza flusso è di circa $10^{11} \text{ } \Omega$);
- La perdita di segnale dovuta al consumo di nuclei di ^{235}U è di circa il 4,5% per ciclo di irradiazione con una fluenza di $7,8 \cdot 10^{19} \text{ n./cm}^{-2}$.

Come descritto qui il primo approccio consiste nell'utilizzare la corrente media fornita dal rilevatore nella modalità in saturazione, il che è come dire

$$i = \overline{Nq} = \Phi_n \varepsilon \bar{q}$$

dove

i = corrente media (A)

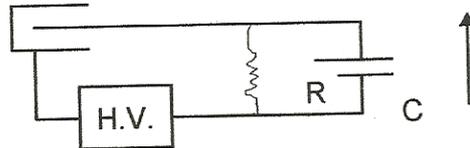
\overline{N} = numero medio di eventi medio nel rilevatore

\bar{q} = carica media per evento

Φ_n = flusso neutronico termico ($n. cm^{-2} s^{-1}$)

ε = efficienza ($A/n.cm^{-2} s^{-1} .C$)

In ogni modo a causa del basso valore della tensione applicata (30 volt) dobbiamo essere sicuri che non ci sia uno slittamento della efficienza. E ciò viene assunto usando il metodo Campbelling di fluttuazione nella seguente maniera. Da un punto di vista elettronico abbiamo il seguente diagramma.



Se $h(t)$ è la risposta all'impulso del circuito:

$$h(t) = \frac{1}{C} e^{-\frac{t}{RC}}$$

Possiamo dire:

$$\bar{V} = \bar{Nq} \int_0^{+\infty} h(t) dt$$

$$\sigma^2 v = \bar{Nq}^2 \int_0^{+\infty} h^2(t) dt$$

Conseguentemente

$$\frac{\bar{V}^2}{\sigma^2 v} = 2\bar{NRC} = 2RC\Phi_n\varepsilon$$

Oppure

$$\Phi_n = \frac{\bar{V}^2}{\sigma^2 v} \frac{1}{2RC\varepsilon}$$

3.4.5.3 Gli SPND

Per differenti livelli di irradiazione gli SPND seguono con molta precisione il valore della potenza del reattore. La Figura 3.16 fornisce il flusso neutronico termico rispetto alla potenza del reattore.

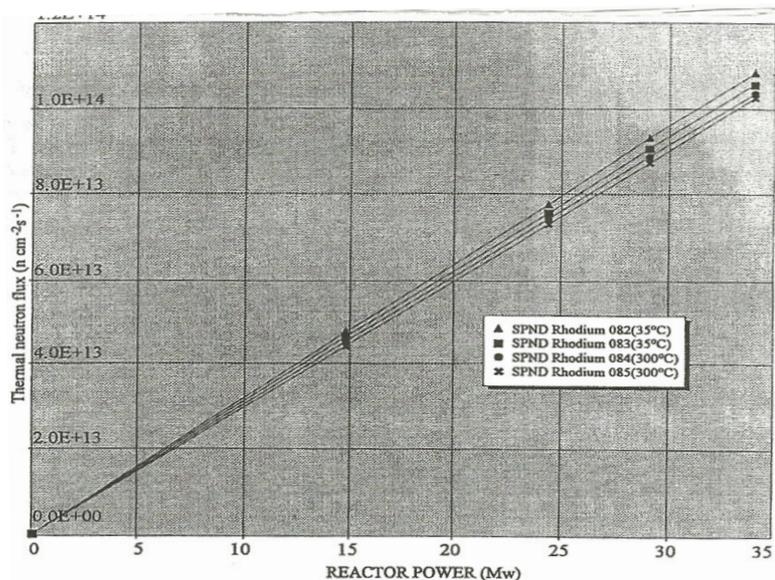


Figura 3.16: Risposte SPND

Le acquisizioni portano ai seguenti risultati:

- l'efficienza degli SPND al rodio è di $5,3 \cdot 10^{-21} / \text{n.cm}^{-2} \text{s}^{-1}$;
- l'incertezza sulla valutazione del flusso neutronico termico è del 6% (a due deviazioni standard);
- si riscontra una buona linearità tra il flusso termico fornito dagli SPND e la potenza del reattore;
- non si riscontrano cambiamenti nel comportamento degli SPND riconducibili alla temperatura (la resistenza di isolamento è di circa $7 \cdot 10^8$ sotto flusso neutronico per qualunque SPND).

3.4.5.4 Conclusioni

Tale esperimento diretto è molto fecondo per confrontare la sensibilità ed il comportamento in linea dei principali strumenti candidati ad essere usati quale strumentazione in core. Si può affermare che le camere a fissione di nuova tecnologia sembrano promettenti in termini di sensibilità e di incertezza e risultano vantaggiose rispetto agli SPND. Ciò non di meno, questa nuova tecnologia è più complessa di quella per gli SPND (in quanto necessità di alimentazione e presenta il rischio di perdita dell'isolamento) in termini di affidabilità e di robustezza. [11]

3.5 Valutazioni probabilistiche di sicurezza e di affidabilità ingegneristica. sicurezza del reattore ed informazione incompleta

Nel presente paragrafo si parte dallo stato dell'arte generale relativo agli SPND e si delineano alcune metodologie operative per tentare di risolvere le problematiche in essere riguardante le citate misurazioni allorquando i rilevatori si guastano.

Si premette che gli impianti nucleari di generazione 3+ fanno affidamento su una serie di strumentazione che include pure gli SPND, ad esempio quelli al cobalto, che fanno parte del sistema di protezione ai fini della sicurezza. Questi mezzi detti *collettroni* forniscono misurazioni indirette del flusso neutronico e tali valori sono utilizzati, attraverso un certo algoritmo, per ricostruire il punto di macchia calda cioè il punto del nocciolo dove sono presenti i picchi di potenza. Per motivi di sicurezza è importante quantificare l'incremento dell'incertezza che riguarda il valore ricostruito di macchia calda allorché uno o più SPND si guastano. In particolare occorre conoscere se la incertezza che colpisce il valore della potenza ricostruito nel punto di macchia calda eccede i limiti predefiniti.

Due grandi difficoltà devono essere affrontate e più precisamente:

- questo è un problema inverso di tipo non lineare;
- a causa delle caratteristiche fisiche del sistema moltiplicante, gli SPND ricevono solo una piccola frazione dei neutroni emessi nel punto di macchia calda; molti dei neutroni che raggiungono i collettroni sono i discendenti dei discendenti ... dei primitivi portatori di informazione.

E di conseguenza, l'approccio matematico è stato suddiviso nei tre passi seguenti.

- A. Problema diretto. Esso consiste nello stabilire un modello per la propagazione dei neutroni. Per una data posizione ed intensità del punto di macchia calda, quanti neutroni si originano lì e quanti dei loro diretti discendenti saranno raccolti da ciascun collettore? Il metodo usato consiste nel suddividere il nocciolo in parallelepipedi approssimativamente regolari e valutare l'emissione dei neutroni da un parallelepipedo ai suoi più vicini. In prima approssimazione la emissione viene considerata isotropa ed i neutroni sono considerati monoenergetici.
- B. Problema inverso. Esso consiste nella costituzione di un modello probabilistico che consente di ricostruire il valore del punto di macchia calda a partire dalle misurazioni effettuate dai collettroni. Questo metodo si basa sulle funzioni di trasferimento che forniscono il contributo asintotico di ciascun SPND all'intensità del punto di macchia calda. Costruiamo la legge di probabilità d'insieme di tutti gli SPND che ci consente di apprezzare la qualità della ricostruzione e usiamo questo metodo su molti campioni di misurazioni di SPND che ci consente di valutare con che frequenza la incertezza di ricostruzione non è accettabile.
- C. Approccio globale. Esso consiste nell'adattamento dell'approccio probabilistico chiamato EPH (iper superficie probabilistica sperimentale) per i correnti obiettivi. Questo metodo è usato per trattare le incertezze che fanno affidamento su un principio generale di massima entropia o di minima informazione.

Entrambi i metodi possono essere utilizzati nella simulazione della rottura di uno o più SPND e così sarà possibile valutare la incertezza nella ricostruzione del punto di

macchia calda in relazione agli SPND guasti. Ovviamente più alta è l'incertezza più elevato è il rischio di inaffidabilità del sistema di protezione.

In un primo approccio i neutroni saranno considerati monoenergetici. In un secondo approccio questo modello sarà esteso tenendo conto di due tipi di famiglie neutroniche, i neutroni termici e quelli veloci.

Quanto segue ha l'intento di descrivere le sopra menzionate metodologie e presentare le loro preliminari applicazioni ad un reattore nucleare di terza generazione

3.5.1 Assunzioni

Gli SPND sono usati per monitorare la propagazione dei neutroni nel nocciolo del reattore e forniscono informazioni sul punto di macchia calda. Essi sono disposti all'interno del nocciolo in 12 canali verticali ciascuno dei quali contiene 6 SPND. In totale ci sono 72 dispositivi SPND che misurano i raggi gamma che si originano dalla cattura neutronica.

L'obiettivo di questo paragrafo è di stimare il deterioramento della qualità della ricostruzione del valore della macchia calda quando uno o più SPND sono diventati inaffidabili. Questo approccio è basato su più assunzioni riguardo la configurazione del nocciolo e la propagazione dei neutroni come si evidenzia di seguito:

- la disposizione del nocciolo, alto circa 4 metri, è modellata approssimativamente in 7 celle verticali tridimensionali a forma di parallelepipedi di altezza pari a 60 cm e lunghezza di 21,5 cm. Gli SPND non sono localizzati esattamente al centro di ogni mesh. Inoltre va precisato che la presenza di un SPND in una cella non ha impatto alcuno sul comportamento neutronico;
- i neutroni di fissione sono isotropi e non possiedono direzioni privilegiate. Di conseguenza, la perdita è proporzionale alle superfici di contatto. Allo stesso modo la cattura dei neutroni da parte degli SPND è pure isotropa;
- l'emissione dei neutroni dal punto di macchia calda avviene con continuità.
- La condizione geometrica al confine del nocciolo è quella di un assorbitore non riflettente (rappresentata da un mezzo il cui coefficiente di moltiplicazione è zero);
- in una prima approssimazione i neutroni sono considerati monocromatici, hanno uguale energia cinetica ed appartengono ad una singola famiglia;
- nel modello implementato l'energia dei neutroni è tenuta in conto nella seguente maniera: essi sono divisi in 2 famiglie, con le caratteristiche medie semplificate sotto riportate:
 - A. neutroni veloci (alte energie): essi non interagiscono con gli atomi a causa della loro velocità; non partecipano al processo di fissione e non generano neutroni di fissione. A seguito degli urti coi nuclei del mezzo i neutroni veloci rallentano e perdono la loro energia diventando neutroni termici. Questo processo è chiamato rallentamento. Noi assumiamo che i

neutroni veloci che lasciano una cella sono completamente rallentati quando arrivano nella cella limitrofa

B. Neutroni termici (basse energie): la velocità di tali neutroni è abbastanza bassa per creare fissioni e generare neutroni veloci. La quantità di neutroni veloci generata dalla fissione dipende dal fattore di moltiplicazione infinita del mezzo nel quale le fissioni hanno luogo. Il processo di emissione di neutroni veloci dopo la fissione è istantaneo e localizzato nella medesima cella.

- il punto di macchia calda emette solo neutroni veloci;
- gli SPND sono sensibili solo ai neutroni termici.

3.5.2 Il Problema Diretto

Per una data posizione ed intensità della macchia calda all'interno di una cella del nocciolo, quanti neutroni riceve un SPND?

La difficoltà matematica da risolvere deriva dal fatto che a causa delle caratteristiche moltiplicanti del mezzo, molti dei neutroni raccolti dagli SPND non originano dal punto di macchia calda in quanto sono i discendenti dei discendenti dei discendenti dei neutroni emessi dal punto di macchia calda.

Il metodo sviluppato utilizza un calco che è mosso attraverso il reattore e calcola la propagazione dei neutroni ad ogni passo. In 2 dimensioni questo calco è costituito da un insieme di 5 celle a forma di croce; esso è mosso attraverso l'intera area del nocciolo. Ora viene descritto il metodo usando i relativi valori. Il calco è dapprima posizionato nel punto di macchia calda. Al tempo $T=1$ questo punto emette 1 neutrone che diffonde alle 4 regioni vicine con uguale probabilità $=1/4$ al tempo $T=2$. Il valore della quantità di neutroni Q contenuti in ogni cella del nocciolo (eccezione fatta per il punto di macchia calda) al passo $T=N$ è calcolata per induzione:

$$Q(i, j, N) = \frac{1}{4} (l_{i-1, j} Q(i-1, j, N) + l_{i+1, j} Q(i+1, j, N) + l_{i, j-1} Q(i, j-1, N) + l_{i, j+1} Q(i, j+1, N))$$

Dove i, j sono le coordinate della cella nel nocciolo, $l_{i, j}$ è il fattore di moltiplicazione infinita del materiale (i, j).

La quantità di neutroni nella cella dove c'è la macchia calda al passo $T=N$ è calcolata nel medesimo modo, eccetto per il fatto che la macchia calda emette 1 neutrone addizionale ad ogni passo.

Il principio è generalizzato ed esteso al modello tridimensionale, con una regione tridimensionale composta di 7 parallelepipedi. Il metodo è convergente: la quantità di neutroni ricevuti da ogni cella è stabilizzata dopo poche centinaia di passi per il modello bidimensionale e dopo poche migliaia di passi per il modello tridimensionale

Il modello diretto è stato migliorato grazie alle considerazioni sulle incertezze nella composizione dei materiali, così come nella isotropia della emissione dei neutroni da una cella; il modello è così più vicino alla realtà fisica.

3.5.3 Ricostruzione del valore della macchia calda usando le funzioni di trasferimento

La soluzione del problema inverso si basa sulle funzioni di trasferimento. Il metodo intende rispondere alla seguente domanda: conoscendo la quantità di neutroni raccolti dagli SPND ad un determinato tempo, quale è la legge di probabilità per l'intensità del punto di macchia calda? Questo ci consente di quantificare l'incertezza relativa alla ricostruzione della intensità. La funzione di trasferimento dal punto di macchia calda all'*i*-esimo SPND è data dal rapporto tra l'intensità della macchia calda e la quantità di neutroni raccolti dal *collettore*. Ad esempio, nel caso deterministico, per 10.000 neutroni emessi nel punto di macchia calda, un *collettore* raccoglie 209 neutroni; e così la funzione di trasferimento dalla macchia calda a quel SPND è 10.000/209.

Come risultato possiamo dedurre, ad esempio, che se un *collettore* misura una intensità di 50 neutroni, allora l'intensità del punto di macchia calda è di 2.392 neutroni.

Quando teniamo conto delle incertezze legate alla emissione dei neutroni questa funzione di trasferimento è una variabile casuale rappresentata dalla sua legge di probabilità. Noi ad esempio potremmo o vorremmo sapere se, dato che un certo SPND misura un'intensità di 50 neutroni, l'intensità della macchia calda è pari a 2200 con probabilità 1/3 ed a 2500 con probabilità 2/3.

Quindi, il valore raccolto in ciascun SPND ci consente di ottenere le leggi di probabilità relative alla intensità della macchia calda: la densità dell'intensità ricostruita con lo *i*-esimo SPND è chiamata f_i . La combinazione delle leggi date da ogni SPND ci fornisce una migliore conoscenza della intensità della macchia calda. Assumendo gli strumenti completamente indipendenti l'uno dall'altro, il valore finale della densità di macchia calda è:

$$f_{HS} = \frac{1}{C} f_1 \frac{1}{4f_{Ncollectrons}}$$

dove *C* è il coefficiente di normalizzazione e *N collectrons* è il numero degli SPND.

La assunzione di indipendenza significa che gli errori commessi da uno strumento di misura non influenzano gli errori fatti dagli altri.

Lo scopo finale che ci prefissiamo non è solo quello di ottenere un metodo di ricostruzione della intensità di macchia calda ma anche di caratterizzare la qualità della ricostruzione, in particolare nel caso della rottura di uno o più SPND. La incertezza del valore medio ricostruito è abbastanza bassa da garantire la sicurezza del reattore? A questo punto, l'interesse è focalizzato sul 90% dell'intervallo di

confidenza, limitato dai quantili del 5% e del 95%: ciò quantifica l'incertezza attorno al valore medio ricostruito. Noi compariamo i valori dei quantili coi valori attesi: se la relativa deviazione è maggiore del 5% allora la ricostruzione verrà considerata come cattiva nel senso che la nostra conoscenza della intensità di macchia calda non è abbastanza sufficiente per garantire la sicurezza.

Questo metodo può essere applicato per la simulazione dei guasti degli SPND: l'impatto dei guasti sulla incertezza della ricostruzione della macchia calda può così essere quantificata mediante un indicatore.

3.5.4 Risultati

Sia operando in due od in tre dimensioni ogni volta che un SPND è perso, la corrispondente incertezza sul valore ricostruito della macchia calda aumenta.

Sfortunatamente, il metodo accoppia fortemente l'incertezza dei valori ricostruiti alle quantità misurate dagli SPND.

Per evitare questo problema, nel modello bidimensionale la ricostruzione è applicata ad un grande numero di misurazioni effettuate da SPND, ad esempio 2.000. Quindi, viene costruito l'istogramma delle incertezze date dalle successive rotture di 12 SPND; il che ci consente di determinare quale SPND è più rilevante ai fini della affidabilità della ricostruzione dell'intensità di macchia calda.

La tabella n. 3-2 fornisce le medie delle incertezze sulla ricostruzione così come la probabilità delle incertezza di essere più alta o uguale al 5% .

	Average uncertainty of the hot spot intensity reconstruction	Probability of the uncertainty to be higher than or equal to 5%
12 SPNDs working	4,03%	5,72E-04
Breakdown of SPND 1	4,15%	1,14E-03
Breakdown of SPND 2	4,21%	1,72E-03
Breakdown of SPND 3	4,13%	1,72E-03
Breakdown of SPND 4	4,21%	3,43E-03
Breakdown of SPND 5	4,18%	1,14E-03
Breakdown of SPND 6	4,23%	1,14E-03
Breakdown of SPND 7	4,26%	2,86E-03
Breakdown of SPND 8	4,16%	1,14E-03
Breakdown of SPND 9	4,21%	2,86E-03
Breakdown of SPND 10	4,13%	5,72E-04
Breakdown of SPND 11	4,21%	2,29E-03
Breakdown of SPND 12	4,15%	5,72E-04

Tabella 3-2: Medie delle incertezze sulla ricostruzione dell'intensità della macchia calda

Entrambi gli indicatori consentono di valutare la affidabilità del sistema. In caso si rompa qualsiasi SPND, la legge è spostata verso destra a causa del guasto. Questo significa che la incertezza della ricostruzione è più alta quando un SPND si guasta rispetto a quando sono disponibili tutti e 12 e quindi la informazione è maggiore

quando tutti i collettorni lavorano simultaneamente. Inoltre i risultati sono connessi alla topografia del reattore, nel senso che in media la ricostruzione è più incerta nel caso che uno degli SPND vicino al punto di macchia calda si guasta. Di conseguenza questi strumenti sono più rilevanti ai fini delle informazioni sul punto di macchia calda rispetto a quelli lontani. In conclusione, la sensibilità della ricostruzione del punto di macchia calda per la disponibilità e la posizione degli SPND è confermata, come ci si aspettava. Ciononostante l'incremento della incertezza nel caso della perdita di una colonna di SPND non sembra troppo larga confrontata col suo già abbastanza alto valore quando tutti i collettorni sono disponibili.

Nel caso tridimensionale la procedura di ricostruzione è applicata ad un più piccolo numero di collettorni e l'istogramma delle incertezze ottenuto per le successive rotture dei 72 SPND è quindi realizzato. I risultati ottenuti sono simili a quelli del caso bidimensionale, quando lo strumento rotto è posizionato vicino al punto di macchia calda, la ricostruzione mostra una qualità più povera. Comunque la ricostruzione è meglio che nel caso bidimensionale. L'incertezza non supera il 2%

3.5.5 Ipersuperficie Probabilistica

E' stato sviluppato un modello di calcolo chiamato EPH, utilizzato per ricostruire o predire le informazioni che poggiano su dati già forniti o calcolati, che si fonda sul principio fisico della massima entropia. Il punto chiave risiede nella propagazione della informazione da punti misurati (dati in entrata) a punti sconosciuti con leggi di probabilità dipendenti dalla distanza.

I risultati sono presentati in forma di raccolta di densità di probabilità che assume la forma di una funzione di Dirac alla posizione del punto di misura (il valore è conosciuto con precisione) e diviene sempre meno concentrata quando si allontana da esso. Alla fine del processo le leggi individuali così ottenute sono ricombinate per ottenerne una singola che dipende dalla distanza del punto target dai punti di misura. La adozione di questa metodologia consente di ricostruire il valore di macchia calda in una maniera globale senza fare affidamento sulle quantità di neutroni registrate da ogni SPND.

Il metodo EPH è stato sviluppato e significativamente implementato per affrontare problemi correnti di sicurezza nucleare. Nel caso in esame il problema principale è quello di maneggiare il mezzo moltiplicante non omogeneo.

I problemi principali del presente metodo sono quelli di seguito evidenziati.

Occorre tenere in conto le incertezze connesse con la emissione dei neutroni e in base alla funzione di trasferimento, la legge di probabilità per la ricostruzione è dedotta per ciascun dispositivo indipendente. Queste leggi di probabilità dipendenti dallo SPND caratterizzano la probabilità di ciascun collettorne di ricostruire la intensità del punto di macchia calda in funzione della loro posizione.

Il metodo EPH fornisce un modo per ricombinare le varie leggi di probabilità in una sola legge di probabilità che tenga conto del deterioramento dell'informazione con la

distanza e cioè maggiore è la distanza dal punto di macchia calda e più bassa è la legge di probabilità per lo SPND. La velocità del deterioramento dell'informazione è governata da un principio generale di massima entropia; sul bordo del nocciolo la ricostruzione ha la qualità peggiore, poi, verso i punti di misura (avvicinandosi agli SPND) essa diviene sempre più precisa assumendo la forma di una funzione gaussiana.

$$P_{n,j}(X) = \frac{t}{s\sqrt{2p}} e^{-\frac{(j-c_n)^2}{2s^2}}$$

$$s = \frac{te^{ld_n}}{\sqrt{2pe}}$$

Dove X è la macchia calda, j è la quantità di neutroni, C_n è il valore associato all'ennesimo SPND (nel nostro caso non è un valore preciso ma una legge di probabilità per la ricostruzione sopra menzionata), il parametro l è il coefficiente connesso con la entropia ed in fine d_n è la distanza presentata come una combinazione di tutti i possibili percorsi che collegano il punto di macchia calda con l'ennesimo SPND moltiplicati per la loro probabilità secondo la seguente formula:

$$dn(\text{collectronn, Hot spot}) = path_{1p1} + \dots + path_{wpw}$$

la probabilità risultante è data dalla formula :

$$p_j(X) = p_{1,j} \cdot K \cdot p_{n,j}$$

3.5.5.1 Qualità della ricostruzione in 2D

Prima di tutto facciamo l'ipotesi che il punto di macchia calda emetta un dato numero di neutroni. Poi assumendo una deviazione casuale di ¼ in un range di ± 10% essi sono propagati nel volume del reattore e la quantità di essi ricevuta da ogni SPND viene contata (nella descrizione a 2 dimensioni sono descritti solo 12 SPND). Simulando questo processo molte volte sono ottenuti campioni che consentono di costruire le leggi di probabilità per ciascuno strumento. Poi queste leggi vengono combinate insieme. Le leggi di probabilità risultanti sono valutate mediante le espressioni delle relative varianze.

3.5.5.2 Risultati ottenuti

Infine, si perviene alla ricostruzione dei punti di macchia calda che sono localizzati vicini al centro del reattore.

Se tutti e 12 gli SPND sono considerati affidabili e partecipano nella ricostruzione del punto di macchia calda allora la legge di probabilità ha le seguenti caratteristiche:

$$centralV1^{12captors} = 3,8\%$$

$$centralV2^{12captors} = 3,8\%$$

Simulando il guasto di uno dei rilevatori più vicini al punto di macchia calda, la ricostruzione si basa sui restanti 11 SPND.

$$centralV1^{11captors} = 3,9\%$$

$$centralV2^{11captors} = 4,0\%$$

E poi eliminando 2 SPND più vicini, solo i 10 che rimangono sono usati per la ricostruzione con la seguente formula

$$centralV1^{10captors} = 4,2\%$$

$$centralV2^{10captors} = 4,2\%$$

Ogni volta che si esclude un rilevatore, la qualità della ricostruzione peggiora ma rimane ancora accettabile.

3.5.5.3 Qualità della ricostruzione in 3D

La propagazione dei neutroni in 3 dimensioni è coordinata con la dimensione del parallelepipedo. Più esattamente ogni neutrone emesso dà una frazione = 0,212 in 4 direzioni orizzontali e 0,076 nelle due direzioni verticali. La procedura segue gli stessi passi come sopra. La qualità della ricostruzione è:

$$centralV1^{72captors} = 1,11\%$$

$$centralV2^{72captors} = 0,89\%$$

La perdita di uno o più fra gli SPND più vicini non influenza significativamente la ricostruzione.

3.5.6 Modello Polienergetico

Il modello è stato migliorato con l'aggiunta della energia variabile e come già detto sono state considerate due famiglie di neutroni:

- la famiglia dei neutroni veloci (ad alta energia) che non prendono parte ai processi di fissione, Viaggiando attraverso le celle i neutroni veloci rallentano e si termalizzano. Si assume che, in media, ogni neutrone veloce si termalizza quando si muove da una cella a quella vicina;

- la famiglia dei neutroni termici (a bassa energia) che creano fissioni e così danno origine a neutroni veloci. La quantità di neutroni veloci creati in una cella dipende dal corrispondente fattore di moltiplicazione infinito. Si assume che il processo di emissione dei neutroni veloci dopo la fissione sia istantaneo e localizzato nella medesima cella.

In questo modo ogni cella contiene 2 popolazioni di neutroni.

Gli SPND sono sensibili solo ai neutroni termici, peraltro si assume che il punto di macchia calda emette solo neutroni veloci.

3.5.6.1 Propagazione in 2D

La differenza col modello monoenergetico è che, nel presente modello, il tempo necessario per la *termalizzazione* deve essere preso in considerazione. Di conseguenza, in 2D, i neutroni neonati non lasciano la cella immediatamente dopo la fissione, rimanendo lì per $2/3T$ ed il tempo necessario per la *termalizzazione* è $1/3T$. Così la durata di un intero ciclo è approssimativamente pari a T . Tenendo in conto questa osservazione, la quantità di neutroni ricevuta da ogni collettore ad ogni passo di propagazione è valutata ai fini di controllare la convergenza del sistema.

La convergenza del sistema multienergetico in 2D è comprovata, stabilendo la quantità di tempo necessaria per la completa stabilizzazione delle quantità di neutroni emessi raccolti da ogni SPND. Essa è dell'ordine di 0,01-0,02 secondi.

3.5.6.2 Propagazione in 3D

Il modello multienergetico della propagazione di neutroni in 3D sembra essere molto più complesso a causa della non discretizzazione equilaterale del nocciolo: ogni cella tridimensionale prende la forma di un parallelepipedo con la altezza (60 cm) che è circa tre volte il lato del quadrato. Questa informazione è stata tenuta in conto nel modello assumendo un passaggio verticale uguale a $2T$ ed orizzontale uguale a T . Questo sistema è pure convergente in 0,01 secondi.

La distribuzione di neutroni prende una differente forma a causa delle nuove condizioni riguardanti la velocità della propagazione in ogni direzione

3.5.6.3 Conclusioni

Sono stati adottati due differenti ed indipendenti approcci matematici ai fini di investigare la affidabilità e la robustezza del sistema di protezione basato sugli SPND per i reattori di generazione 3+ in presenza di guasti degli SPND. I risultati mostrano una buona convergenza.

L'incremento di incertezza nel caso peggiore – perdita di un canale di SPND - dovuta ad un guasto della connessione elettrica, non sembra essere troppo grande comparato al suo già piuttosto elevato valore quando tutti i rilevatori sono disponibili.

Come atteso la sensibilità degli SPND appare più bassa in 3D.

Infine calcoli più precisi che tengano in conto la dipendenza dei neutroni dall'energia non cambiano i risultati significativamente, eccezione fatta quando i guasti colpiscono gli SPND localizzati più vicino al punto di macchia calda.[12]

4 TOPRE & HOTPOINT in-core monitoring system

Nel presente capitolo sarà presa in esame una tipologia di ricerca nucleare che ha lo scopo di realizzare un sistema di monitoraggio e di controllo di tutto il nocciolo e quindi che tiene sotto controllo sia il flusso e la potenza neutronica ma anche le temperature, le pressioni ed i parametri termoidraulici; il tutto con riferimento a filiere di reattori diverse tra loro.

4.1 TOPRE & HOTPOINT in-core monitoring systems for VVER-440 nuclear power plants

Due impianti nucleari VVER-440 serie 230 (con potenza ciascuno di 440 MWe) divennero operativi tra il 1979 ed il 1980 in Slovacchia a Jaslovskè Bohunice. Due unità con reattori VVER 440 serie 213 divennero operative sempre nel medesimo luogo tra il 1984 ed il 1987 e quattro unità in Dukovany nella Repubblica Ceca. Altre unità di questo tipo sono in costruzione in Slovacchia a Mochovce.

Per i reattori VVER 440 serie 230 è stato implementato il sistema di monitoraggio in core denominato HINDUKUS. Questo sistema include, tra le altre funzioni, 210 misure di temperatura in uscita del refrigerante e 36 misurazioni di distribuzione di flusso neutronico assiale. Ogni canale di misura neutronica comprende 7 SPND ed un rivelatore di fondo. La Figura 4.1 illustra la ubicazione dei sensori nel nocciolo.

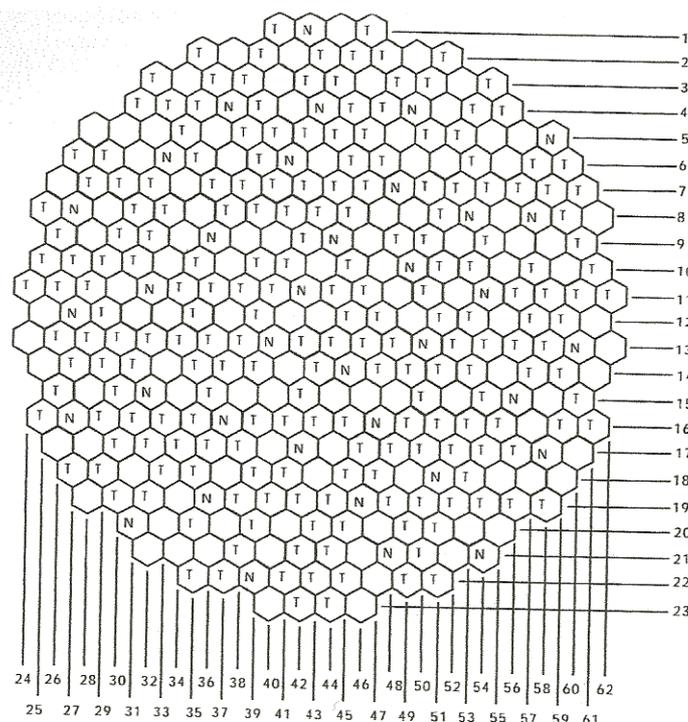


Figura 4.1: Ubicazione dei sensori nel nocciolo nei reattori VVER 440 serie 213. T indica la misura della temperatura in uscita, N indica il canale di misura neutronico

Le misure di base e l'apparato di valutazione assicurano la raccolta ed il *processamento* dei dati così che gli operatori del reattore possiedano informazioni di base riguardanti i parametri del nocciolo. Successivamente il sistema fu potenziato con un equipaggiamento basato su un mini computer chiamato SM-2. Il software matematico, denominato VMPO SKR di questo mini computer fornisce informazioni più dettagliate sullo stato dell'impianto e principalmente del reattore. Esso consente la conversione dei valori dei segnali degli SPND ai valori del rateo di potenza lineare degli assemblaggi, consente la ricostruzione della potenza in maglie tridimensionali, fornisce i fattori di picco della potenza ed i margini per i calcoli limite conservativi. Il software consente anche la possibilità di diagnosi dei segnali dei sensori, la determinazione dei valori della resistenza all'isolamento degli SPND ed il confronto dei ratei di potenza lineare ricostruiti coi valori calcolati mediante i metodi della diffusione. Poi, negli anni 90, è stato deciso l'ammmodernamento dei sistemi di strumentazione e controllo. A causa delle aumentate difficoltà di manutenzione relative all'invecchiamento del software e dello hardware del sistema di acquisizione dei dati intelligente HINDUKUS e del sistema di sorveglianza in core VMPO SKR è stato deciso di rimpiazzarlo col nuovo e moderno PEEKEL DATALOGGER SYSTEM, che si basa su UNILOG 2500 e AUTOLOG 502. Il sistema PEEKEL legge e registra i segnali di temperatura dei sensori, i segnali analogici, i segnali degli SPND ed i segnali discreti con un periodo di 5 secondi. Controllo delle misure, pre-processamento e monitoraggio sono effettuati in tempo reale dal sistema REALFLEX che consiste di un set interattivo on line di mezzi per la applicazione, il controllo e il monitoraggio. Il sistema di ricostruzione della distribuzione di potenza tridimensionale mediante mesh, denominato TOPRE/PC è installato su un nodo separato, il primo nodo fisico. Lo scambio di informazioni tra i sistemi REALFLEX e TOPRE/PC è assicurato. Il sistema per la ricostruzione della distribuzione di potenza tridimensionale e per il monitoraggio della macchia calda denominato HOTPOINT/PC è installato sul secondo nodo. Questi sistemi TOPRE ed HOTPOINT rappresentano la parte fisica dell'ammmodernamento del sistema di sorveglianza in core.

4.1.1.1 Sistema TOPRE/PC

Il sistema TOPRE/PC è un sistema moderno per la sorveglianza del nocciolo, il monitoraggio, la analisi e la previsione ai fini di capire e pianificare le operazioni di impianto. Esso supporta gli operatori della sala di controllo e gli ingegneri del reattore nei complicati compiti di mantenere stretti limiti di sicurezza nell'impianto nucleare. TOPRE/PC ricostruisce on line la distribuzione di potenza del nocciolo mediante maglie tridimensionali, usando misurazioni in core, algoritmi di ricostruzione avanzata e il simulatore del nocciolo tridimensionale MOBY DICK. Questo modello del nocciolo è sempre in accordo con le operazioni correnti poiché esso è continuamente aggiornato coi dati di ingresso ottenuti dalle misure della

strumentazione di impianto. TOPREC/PC opera in un regime on line con un periodo di 6 secondi. La valutazione del processo effettuato dal sistema include le seguenti caratteristiche:

- test sulla qualità dei segnali degli SPND e delle termocoppie;
- fattori di picco della potenza e ricostruzione della distribuzione delle temperature di uscita tenendo conto dei segnali delle termocoppie, della simmetria di carico del nocciolo e dei risultati di calcolo di MOBY DICK;
- ricostruzione del rateo di potenza tridimensionale in 36 assemblaggi di combustibile dotati di SPND, tenendo conto dei segnali degli SPND;
- ricostruzione della distribuzione della potenza assiale tenendo conto dei risultati del passo precedente;
- ricostruzione della distribuzione dei picchi di potenza in 3D;
- ricostruzione della distribuzione del *burn-up* del combustibile in 3D;
- test sulla differenza tra la distribuzione radiale ed assiale come ricostruita e calcolata da MOBY DICK;
- finestra grafica basata sul dialogo;
- uscita numerica in forma di stampa;
- registrazione dei dati.

I test di verifica e di validazione erano effettuati sia con l'uso dei risultati dei calcoli fuori linea eseguiti da MOBY DYCK e sia con l'uso dei dati provenienti dal sistema di monitoraggio del nocciolo VMPO SKR, entrambi per le prestazioni normali come anche per le situazioni con rottura simulata di alcuni sensori in core. Come esempio di test, il confronto coi risultati dei calcoli di MOBY DICK è presentato nella Figura 4.2.

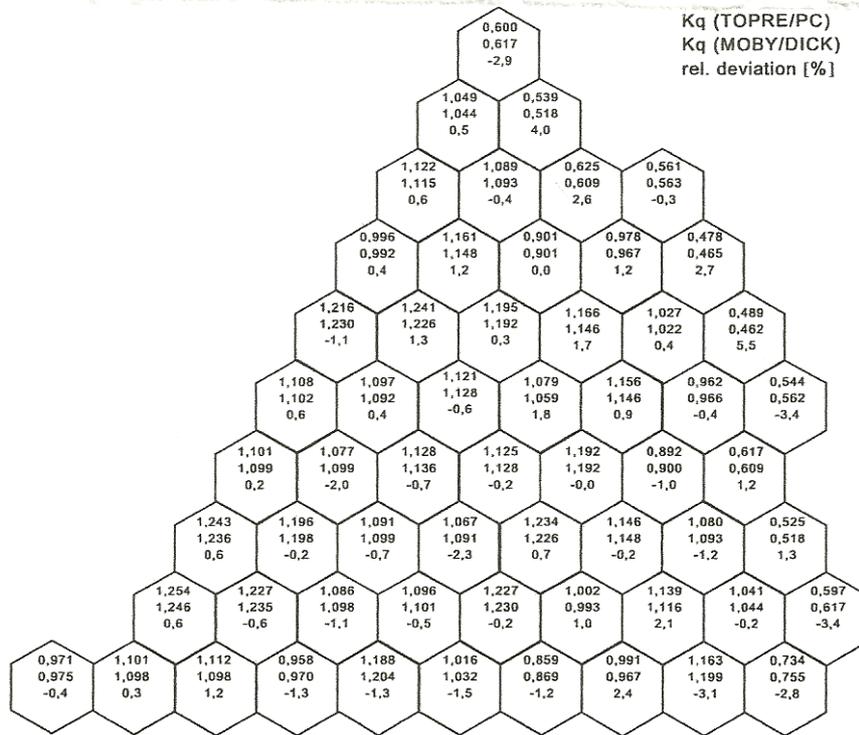


Figura 4.2: Confronto della distribuzione di potenza relativa determinata con il simulatore tridimensionale MOBY DICK e TOPRE/PC

Il confronto coi dati forniti dal sistema VMPO SKR è presentato in Figura 4.3.

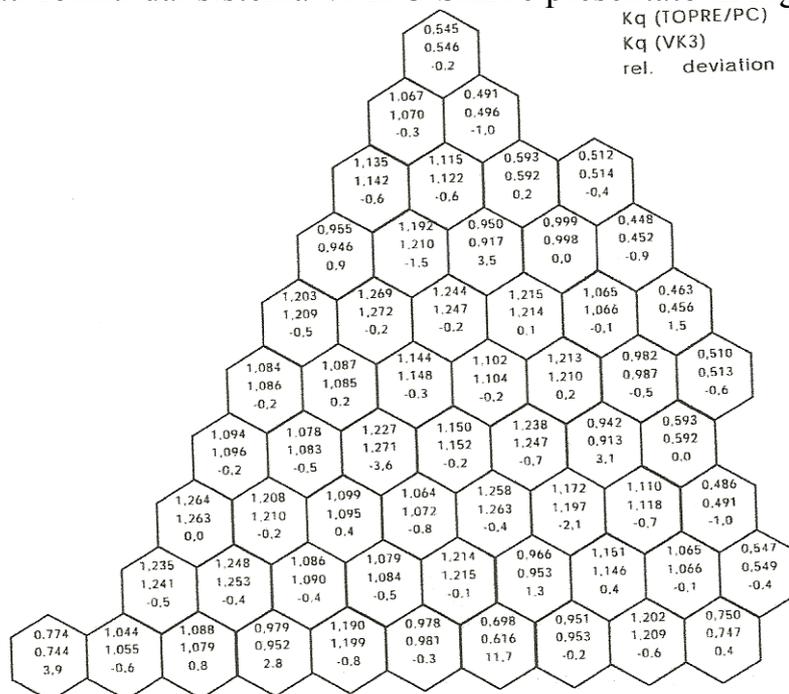


Figura 4.3: Confronto della ricostruzione della distribuzione di potenza radiale relativa determinata dentro il nocciolo coi sistemi TOPREC/PC e VK3

È anche adattato ed usato con successo per i test e le analisi di nuovi assemblaggi di combustibile con spaziatori delle griglie in zirconio e per le misure del rateo di flusso di bypass del nocciolo. E' stato riscontrato che la crescita di temperatura negli assemblaggi con spaziatori delle griglie in zirconio è circa 1 grado più bassa di quella negli assemblaggi con spaziatori in acciaio. E' stato anche riscontrato che il rateo di flusso di bypass del reattore per il nocciolo caricato con spaziatori delle griglie in zirconio è di circa l'8%, mentre il rateo di flusso per il nocciolo caricato con spaziatori in acciaio è di circa il 10%.

4.1.1.2 Sistema HOTPOINT/PC

HOTPOINT/PC è un moderno software che estende il sistema TOPRE/PC fornendo la capacità di ricostruzione della distribuzione di potenza e con la analisi termoidraulica la possibilità di avere i dati per il DNBR. Il sistema HOTPOINT/PC opera in un regime quasi on line con un periodo di circa 1,5 minuti. Le valutazioni del processo effettuate dal sistema includono le seguenti caratteristiche principali:

- risultati della ricostruzione a mesh col sistema TOPRE/PC;
- valutazione dei 12 maggiori assemblaggi di combustibile tenendo conto dei risultati dei calcoli di MOBY DICK;
- ricostruzione della potenza nei 12 assemblaggi di combustibile col metodo ad elementi finiti;
- calcolo del fattore di carico del combustibile centrale per gli assemblaggi di combustibile dove sono posizionati gli SPND;
- test sulle differenze tra i valori ricostruiti e quelli calcolati con MOBY DICK;
- calcoli termoidraulici del DNBR e della temperatura di saturazione;
- dialogo basato sulla finestra grafica;
- uscita numerica dei dati in forma di stampa;
- immagazzinamento dei dati.

HOTPOINT/PC utilizza una nuova libreria contenente la costante di diffusione chiamata TOPLIB/W, generata usando un micro codice WIMS/D4 con la libreria WIMKAL-88. La distribuzione di potenza in una data configurazione è effettuata separatamente in regioni create mediante la connessione dei centri di 6 assemblaggi vicini. I dati di ingresso sono i ratei della potenza lineare in tutte e 7 le configurazioni ottenute dalla ricostruzione a *mesh* effettuata da TOPRE/PC. La distribuzione di flusso veloce in questa regione è sufficientemente regolare, quindi è possibile effettuare l'interpolazione lineare in direzione radiale. La diffusione dei neutroni termici nella regione è calcolata risolvendo la equazione della diffusione col metodo ad elementi finiti. La regione è suddivisa in 331 celle elementari, in ciascuna delle quali le costanti di diffusione sono prese dalla libreria TOPLIB/W ed il termine sorgente è determinato col metodo di cui sopra. Il sistema HOTPOINT/PC ricostruisce pure la potenza dei perni centrali caricando i coefficienti dei 36

assemblaggi dove sono posizionati gli SPND, i segnali dei quali sono convertiti ai valori del rateo di potenza lineare nel sistema TOPRE/PC.

4.1.1.3 Conclusioni

Tramite tali sistemi sono disponibili per l'operatore del reattore svariati dati ed informazioni numerici e grafici dal sistema TOPREC/PC & HOTPOINT/PC come ad esempio:

- distribuzione del riscaldamento del refrigerante;
- distribuzione della temperatura in uscita del refrigerante;
- distribuzione di potenza radiale;
- distribuzione della asimmetria della potenza radiale nei micro settori;
- distribuzione dei fattori di picco della potenza radiale;
- segnali di temperatura delle termocoppie;
- segnali degli SPND trasformati in valori di potenza lineare degli assemblaggi;
- distribuzione di potenza tridimensionale nel settore selezionato;
- monitoraggio delle deviazioni fra le distribuzioni radiali ed assiali ricostruite e calcolate da MOBY DICK;
- parametri di macchia calda e margini per i limiti fisici.

Oltre a questa informazione sullo schermo del computer, i risultati di più dettagliate valutazioni del nocciolo del reattore sono disponibili in forma di stampa. Gli ingegneri del reattore utilizzano anche i dati archiviati sui data base, la struttura dei quali consente la effettuazione di test di verifica off line (ad esempio test sulla affidabilità dei valori dei segnali delle termocoppie e degli SPND).

Al momento i sistemi di sorveglianza in core TOPREC/PC e HOTPOINT/PC sono in procinto di essere installati nei reattori VVER-440 serie 230. Si spera che alcune funzioni dei sistemi TOPRE/PC e HOTPOINT/PC si estenderanno in un nuovo sistema modernizzato della produzione russa e questi sistemi potrebbero essere installati presso l'impianto nucleare in costruzione a Mochovce. [13]

4.2 Un sistema per migliorare il monitoraggio operativo dell'impianto nucleare ucraino di ZAPOROZH'YE

Nell'ambito di una iniziativa del ministero tedesco dell'ambiente e della sicurezza dei reattori e volto alla cooperazione con l'Europa dell'Est, è stato progettato un sistema tecnico per migliorare il monitoraggio operativo, specificato e stabilito quale progetto pilota dal centro di ricerche ROSSENDORF con un contributo significativo dell'autorità di supervisione ucraina con riferimento all'impianto nucleare di ZAPOROZH'YE. Questo impianto è ubicato a circa 500 km a sudest di KIEV, è equipaggiato con 6 unità di tipo VVER-1000/V320 ed ha una potenza elettrica in uscita di 6000 MW.

Questo nuovo sistema tecnico integra le capacità esistenti operative di test e monitoraggio includendo mezzi moderni di informazione tecnologica. Esso consente la concentrazione di un monitoraggio continuo dello stato della unità numero 5 in condizioni normali e in caso di anomalie od incidenti, così che quando avvengono le deviazioni riconoscibili rispetto alla normale operatività la autorità di supervisione Ucraina può immediatamente informarsi e, se necessario, imporre condizioni agli operatori. I parametri radiologici e meteorologici al sito dell'impianto nucleare sono monitorati per valutare la situazione della radioattività e per rendere efficaci le misure di sicurezza di emergenza.

I parametri che dovevano essere monitorati sono stati scelti sulla base della esperienza tedesca ed internazionale considerando i seguenti 4 scopi:

- S1 assicurare lo spegnimento del reattore;
- S2 assicurare la refrigerazione del nocciolo;
- S3 assicurare la rimozione del calore dal circuito primario ed assicurarne la integrità;
- S4 assicurare la integrità del contenimento.

Sulla base dello scopo della protezione sono permanentemente ed automaticamente registrati, monitorati e valutati:

- 49 differenti parametri operazionali riferiti alla sicurezza nel nocciolo e nella unità;
- 18 parametri radiologici della unità e del sito dell'impianto;
- 6 parametri meteorologici.

Il sistema tecnico in oggetto impostato nell'impianto nucleare di ZAPOROZH'YE è strutturato gerarchicamente. I parametri operativi sono scaricati dal Computer di trasferimento della unità 5 ed i dati radiologici e meteorologici dal Computer ausiliario di trasferimento dell'edificio 2. Essi sono verificati, concentrati individualmente o in collegamenti di specifici monitoraggi verso canali logici e trasferiti come pacchetti di dati ad intervalli di un minuto al server ed al computer in sito nell'edificio del laboratorio. Nel computer in sito il processo e lo stato dell'impianto sono valutati comparando i dati correnti con i valori limite del monitoraggio specifico e le combinazioni del valore limite ad intervalli di un minuto. Se nessuna violazione degli scopi di protezione è riscontrata gli utilizzatori ricevono un file coi dati informativi ogni 10 minuti. Il superamento dei valori di soglia comporta l'invio della notizia agli utilizzatori della autorità del centro di ZAPOROZH'YE e nel fabbricato dell'amministrazione (ispettore in sito ed operatore). In vista dell'importanza e dei possibili effetti del superamento delle soglie, ci sono tre differenti livelli di informazione:

- una notizia è mandata alla autorità ed allo operatore nel caso si verifichi un guasto in linee di misura ridondanti o sistemi di sicurezza, se esso riduce i margini di sicurezza. Il rapporto consiste in una breve comunicazione verbale, nella indicazione del punto di misura e nel tempo di riparazione che deve

essere rispettato. La notizia è automaticamente cancellata quando la causa è stata eliminata;

- un avvertimento inviato agli utilizzatori, nel caso di violazione di almeno uno scopo di protezione, consiste in una comunicazione verbale e di segnalazione sul monitor, nella scrittura in un giornale degli avvertimenti e nella indicazione dei valori attuali e dei valori limite per i parametri monitorati che possono essere collegati alla violazione dello scopo di protezione. Questa informazione dovrebbe servire per fornire agli specialisti una visione generale del processo e dello stato dell'impianto. Il ricevimento dell'avvertimento deve essere riconosciuto dagli utilizzatori. Uno stato di allarme può essere cancellato solo quando l'autorità dà il suo consenso e non sono occorse altre violazioni degli scopi di protezione;
- un allarme viene attivato nel sistema tecnico se nel caso di violazione di uno scopo di protezione si raggiunge una situazione nell'impianto che richiede per motivi di sicurezza una intensificazione del monitoraggio. Ciò è sempre necessario quando avvengono incidenti come nella scala INES per eventi significativi nelle installazioni nucleari. Comunque in tutte le situazioni di impianto che vanno dal normale funzionamento all'avvertimento le informazioni sono trasmesse agli operatori ad intervalli di 10 minuti ed i dati radiologici e meteorologici ad intervalli di 60 minuti. Nello stato di allarme gli intervalli fra 2 consecutive trasmissioni di informazioni è accorciato ad 1 e 10 minuti rispettivamente.

Le operazioni di prova del sistema tecnico in oggetto per migliorare il monitoraggio operativo, installato con il supporto tedesco nell'impianto nucleare di Zaparozh'ye, sono iniziate alla fine del 1995. A seguito del completamento del software utilizzatore da parte del centro scientifico e tecnico della autorità di supervisione Ucraina, la fase dei test industriali del sistema è iniziata nella metà del 1996. Da allora ad oggi, la autorità di supervisione e gli operatori sono stati capaci di soddisfare i doveri di monitoraggio in maniera più efficiente che in passato.

Questo sistema tecnico è unico in termini di effettivo monitoraggio di impianti nucleari equipaggiati con reattori VVER-1000 negli stati della Europa centrale e dell'Est. La struttura modulare ed aperta del sistema rende possibile la sua estensione al monitoraggio di tutte le 6 unità e la connessione con più utilizzatori. [14]

5 Conclusioni

Nel presente capitolo saranno tracciate le seguenti osservazioni conclusive e saranno indicati i problemi a tutto oggi aperti.

5.1 *Prima osservazione*

Quanto sopra premesso e considerato si evidenzia come si rilevi la necessità di approfondimenti riguardo alle problematiche di guasto degli SPND nel loro funzionamento durante gli intervalli di potenza dalla partenza al funzionamento a regime ed alla *sovra-potenza*. Si è fatto riferimento al numero di SPND presenti in un nocciolo di EPR, alla loro ubicazione nel nocciolo ed al loro tasso di guasto, con particolare riferimento alla loro capacità di raccogliere neutroni dal punto di macchia calda e, quindi, di ottenere i valori dei picchi di potenza nel punto di macchia calda. Si sono fatte ipotesi sulle conseguenze nella rilevazione del flusso e, quindi, della potenza neutronica in caso di guasto di uno o più SPND; il tutto alla luce della particolare importanza che rivestono gli SPND nella loro interfaccia coi sistemi di sorveglianza e di protezione, quest'ultimo deputato, eventualmente, ad attivare il blocco del reattore.

5.2 *Seconda osservazione*

Analizzando il sistema AMS si è potuto evidenziare come esso presenti un bassissimo tasso di guasto ed una lunga durata della vita di funzionamento delle sue componenti, oltre ad effettuare la calibrazione degli SPND. Sono state pure brevemente descritte le camere a fissione sub-miniaturizzate con le relative caratteristiche costruttive e peculiarità nel loro funzionamento in core.

5.3 *Terza osservazione*

Ai fini di ipotizzare degli approcci alle soluzioni per i problemi derivanti dai guasti degli SPND, sono stati illustrati alcuni metodi risolutivi e più precisamente:

- un metodo diretto,
- un metodo indiretto
- un metodo probabilistico (detto dell'ipersuperficie probabilistica)

5.4 *Quarta osservazione*

Sono state tratteggiate le linee di confronto tra l'impiego delle camere a fissione sub miniaturizzate e gli SPND evidenziando ed approfondendo alcuni parametri caratteristici di ciascuna delle due tipologie di strumenti, nell'ambito di due esperimenti realizzati appositamente.

5.5 Quinta osservazione

Infine, nel capitolo 4 è stata presa in considerazione una nuova tipologia di ricerca, già iniziata dai sovietici nei loro impianti di grandi taglie, volta a cercare di realizzare un sistema di monitoraggio, salvaguardia e protezione di tutto il reattore e dell'impianto nucleare, che sia in grado di misurare e tenere sotto controllo l'evoluzione non solo del flusso e della potenza neutronica ma anche di tutti gli altri principali parametri quali, ad esempio, le temperature, le pressioni, i livelli di fluidi, i parametri termoidraulici.

In definitiva, sarebbe quanto mai utile proseguire in futuro nell'esame degli sviluppi relativi agli sforzi di ricerca di cui si è parlato nel presente lavoro, possibilmente effettuando delle misurazioni concrete.

Parte 2. Strumentazione in-core: criteri di progetto ed errori nella ricostruzione del flusso neutronico

1 Criteri di progetto in AP1000 ed EPR, approcci alla sicurezza

Per garantire la sicurezza del nocciolo di un reattore nucleare è necessario:

- poter prevedere e misurare direttamente il livello medio di potenza del reattore stesso, quindi il flusso neutronico
- conoscere la distribuzione spaziale di potenza in tutto il nocciolo

Per i reattori di tipo PWR la misura del flusso neutronico per la determinazione del livello medio di potenza è effettuata da rivelatori neutronici esterni al vessel a causa delle condizioni proibitive presentate dall'ambiente interno al contenitore primario. Alla strumentazione in-core è invece affidato il compito di mappare tridimensionalmente la potenza neutronica e quello di fornire dati al sistema computerizzato e all'operatore, che possono in questo modo intervenire in caso di anomalie nei dati.

1.1 Caratteristiche principali dei due tipi di strumentazione

I reattori EPR ed AP1000, come gli altri PWR, affidano la misura del flusso neutronico e quindi della potenza media ai rivelatori neutronici posti all'esterno del vessel mentre per la determinazione della distribuzione spaziale utilizzano due differenti sistemi di misura e trattamento dei dati.

1.1.1 La strumentazione del reattore AREVA EPR

La strumentazione in-core del reattore EPR è formata da:

- 40 canali per il sistema AMS, *Aeroball Measurement System*
- 12 canali per il sistema SPND in cui oltre ai rivelatori neutronici è incluso un sistema di termocoppie

I due sistemi sono legati dal processo di calibratura, che consiste nella calibrazione del sistema SPND attraverso le misure sull'attivazione delle *Aeroball*. La calibratura rappresenta un punto di forza di questo sistema e lo rende adattabile a qualsiasi momento della vita del reattore. Durante l'esercizio infatti si verificano cambiamenti, a livello nucleare, che portano a variazioni significative dei flussi di riferimento. Attraverso il sistema AMS è possibile tuttavia ottenere informazioni in tempo reale, da 1440 punti di misura, che forniscano una mappa aggiornata delle condizioni di funzionamento del nocciolo. In questo modo è possibile tarare e calibrare gli SPND sulle nuove condizioni di funzionamento. Questo tipo di configurazione permette una riduzione dei margini di progetto e funzionamento che tengono conto delle incertezze nella determinazione della densità di potenza locale ed inoltre rende l'impianto più gestibile in modalità di *load following*. Il numero e la distribuzione degli SPND sono dovuti principalmente a considerazioni di carattere neutronico e di ridondanza del segnale. I rivelatori sono infatti distribuiti in modo che non perturbino il flusso neutronico e quindi non creino picchi o depressioni locali ed il loro numero e posizionamento è tale da garantire un segnale ridondante e verificabile. La disposizione di questi rivelatori è stata studiata in modo che la risposta di un singolo canale o di un singolo rivelatore per ogni canale sia confrontabile con la risposta di un canale speculare all'interno del nocciolo. Ciò permette di verificare e correggere eventuali problemi di disequilibrio nella generazione di potenza. Il segnale proveniente dagli SPND viene utilizzato per il *controllo del nocciolo* e per le funzioni di *Limiting Condition for Operation*¹. La principale funzione della strumentazione in-core del reattore EPR rimane tuttavia quella legata al sistema di protezione. Il sistema di SPND calibrati svolge infatti il ruolo fondamentale di protezione contro HLPD² e LDNBR³. I criteri di progetto che interessano la progettazione di tale sistema sono tali garantire in ogni condizione di funzionamento del reattore il monitoraggio di tutte quelle variabili e sistemi che possono influenzare il processo di fissione, l'integrità del nocciolo, il ramo primario dell'impianto di raffreddamento, il contenimento ed i suoi sistemi ausiliari. Il numero e la disposizione dei rivelatori neutronici è tale da garantire la ricostruzione del flusso 3D all'interno del nocciolo entro limitati margini di errore anche in condizioni di *guasto singolo* e nelle ancora più stringenti condizioni che si incontrano nel periodo di fine ciclo (EoC). In queste condizioni infatti, lo spettro neutronico risulta deformato rispetto alla condizione

¹ Secondo la definizione N.R.C. per *Limiting Condition for Operation* si intende la sezione delle Technical Specifications che identifica la minima capacità di funzionamento o livello di prestazione di un component richiesto per la gestione in sicurezza della *facility*.

² HLPD High Linear Power Density. Massima densità lineare di Potenza.

³ Minimum Departure from Nucleate Boiling Ratio. Il punto di DNB è quello per il quale lo scambio termico della barra di combustibile decresce rapidamente a causa dell'effetto isolante di un film di vapore che si crea sulla superficie della barra.

iniziale. Ciò è dovuto ad una diversa composizione del nocciolo causata dal bruciamento del materiale fissile. I rivelatori neutronici di tipo SPND, tarati per uno spettro di nocciolo *fresco* non fornirebbero, in mancanza di una calibrazione, una risposta tale da poter ridurre i conservativismi sulle grandezze monitorate. La necessità di ottenere misure che siano accurate al punto di poter ridurre i margini rispetto ai limiti delle condizioni operative implica il dover tenere in conto il rateo di guasto dei rivelatori. Sulla base dell'esperienza operativa maturata nell'esercizio dei reattori KONVOI da parte di Siemens, è stato stabilito un numero di rivelatori tale da garantire la voluta accuratezza nella ricostruzione del flusso anche a seguito della prevedibile rottura, durante il ciclo, di un elevato numero di SPND. Un altro criterio di progetto alla base del sistema di strumentazione in-core (IIS) è quello che richiede il maggior appiattimento possibile della potenza generata. Pur non essendo necessaria per la sicurezza del reattore questa funzione ha un ruolo chiave durante l'esercizio e assicura un miglior sfruttamento del nocciolo.

La presenza di un sistema di strumentazione interna che possa essere calibrato e che sia dotato di forti caratteristiche di ridondanza rende il sistema IIS dell'EPR paragonabile come affidabilità al sistema *Ex-Core*.

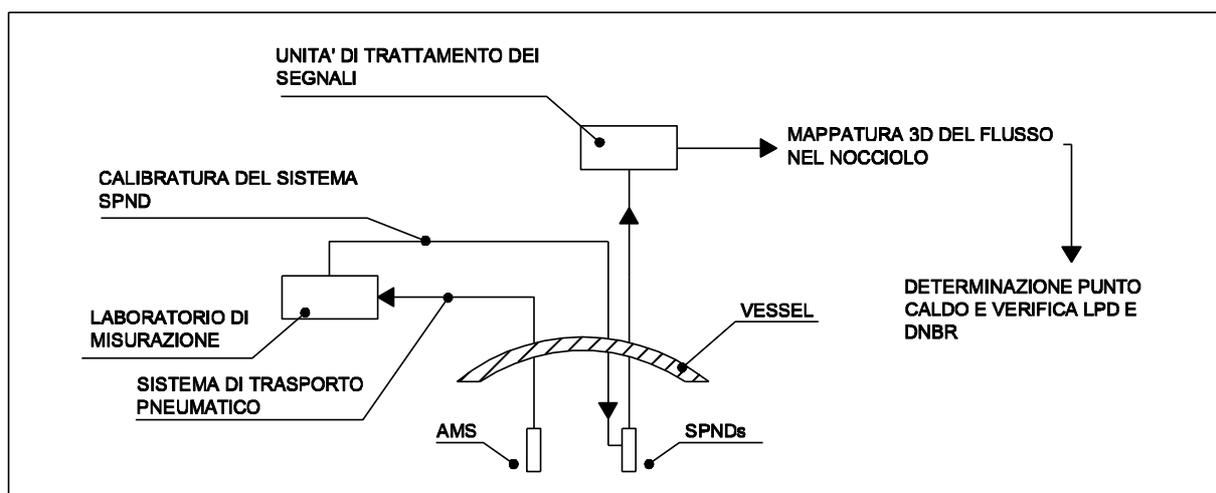


Fig. 1 - Schema sistemi strumentazione in core EPR

1.1.2 La strumentazione del reattore WESTINGHOUSE AP1000

La strumentazione in-core del reattore AP1000, diversamente da quella del reattore EPR, è composta solamente da rivelatori SPND e da termocoppie. Questi sono alloggiati in tubi guida posti al centro di ogni elemento di combustibile. L'elemento di combustibile del reattore AP1000 è a maglia quadrata 17x17 e contiene 25 canali liberi tra cui quello centrale, riservato alla strumentazione in-core. Il numero totale di *instrumentation assemblies* è 42, posizionati in modo tale da coprire l'interno

nocciolo. Il sistema è completato dalla strumentazione necessaria al trattamento dei segnali in uscita dal core.

Contrariamente a quanto succede per la strumentazione del reattore EPR non sono previsti in questo caso rivelatori di flusso neutronico per attivazione che possano operare in modo *semi-continuo*. La mancanza di tale sistema non permette una caratterizzazione continua del flusso e quindi non è possibile tarare SPND in esercizio.

In questo caso viene però eseguita una taratura della strumentazione *Ex-Core* tramite il segnale proveniente dal sistema SPND.

La principale funzione del sistema IIS è di fornire una rappresentazione tridimensionale del flusso nel reattore. È tramite questa mappa 3D che è possibile tarare i rivelatori neutronici collegati al sistema di protezione e sicurezza. Anche in questo caso inoltre, la mappatura 3D in tempo reale permette di ottimizzare le prestazioni del nocciolo. Questo sistema inoltre ha il compito di fornire al sistema di sicurezza e protezione informazioni sulla temperatura durante le situazioni incidentali. A questo scopo sono forniti al sistema PMS⁴ i segnali provenienti dalle termocoppie.

La mappatura del flusso non è considerata una funzione di sicurezza tuttavia, a causa del suo uso per la calibratura della strumentazione nucleare ex-core la qualità del Sistema di strumentazione in-core deve essere equivalente a quella del PMS. Il sistema IIS è quindi compreso in Categoria Sismica I, è un componente di Classe 1E⁵ ed è qualificato per operare in ambiente severo. Secondo la valutazione dell'NRC la strumentazione in-core del reattore AP1000 soddisfa i requisiti imposti dalla norma GDC 13⁶.

⁴ PMS Protection and Safety Monitoring System.

⁵ Secondo lo Standard IEEE 323-1974 "IEEE Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations" sono classificati in Classe 1E quei componenti elettrici e quei sistemi che sono essenziali per lo spegnimento di emergenza del reattore, per l'isolamento del contenimento, per il raffreddamento del nocciolo, per la rimozione del calore dal contenimento e dal reattore o che comunque sono essenziali per prevenire un significativo rilascio di materiale radioattivo nell'ambiente.

⁶ General Design Criteria 13. Contenuto all'interno di CFR Title 10 Part 50 Appendix A. Criterion 13 – instrumentation and Control. Instrumentation shall be provided to monitor variables and systems over their anticipated ranges for normal operation, for anticipated operational occurrences, and for accident conditions as appropriate to assure adequate safety, including those variables and systems that can affect the fission process, the integrity of the reactor core, the reactor coolant pressure boundary, and the containment and its associated system. Appropriate controls shall be provided to maintain the variables and systems within prescribed operating ranges.

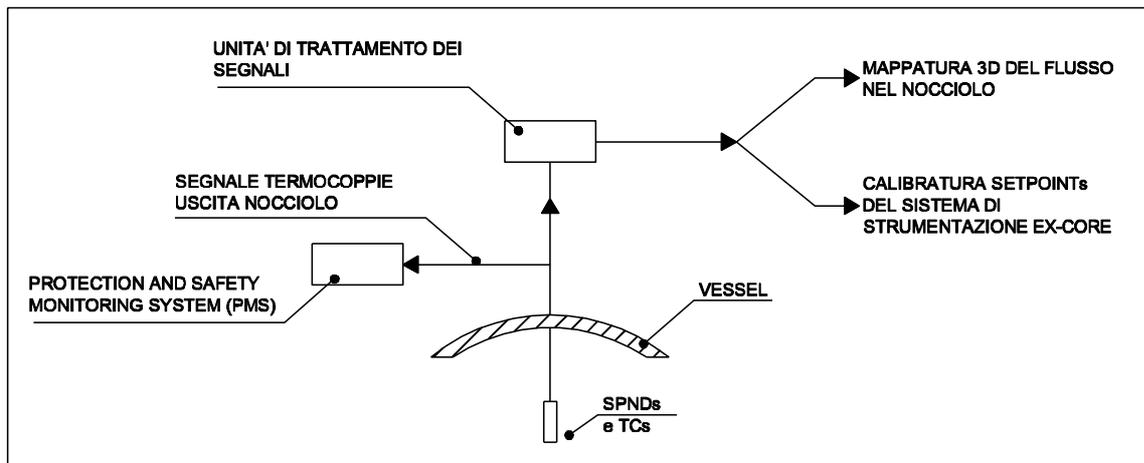


Fig. 2 - Schema sistemi strumentazione in core AP1000

1.1.3 Confronto tra EPR ed AP1000

Complessivamente, nonostante i due reattori in esame siano basati su analogia tecnologia, le scelte progettuali effettuate si differenziano per diversi aspetti e, in particolare per quanto riguarda diversi approcci alla sicurezza utilizzati per la strumentazione in-core.

In particolare per quanto riguarda il reattore EPR, alla strumentazione Ex-core sono affidate le funzioni di sicurezza mentre alla strumentazione In-core esclusivamente funzioni di monitoraggio e protezione. Nel caso del reattore AP1000 si utilizza un approccio analogo delegando tutte le funzioni di sicurezza alla sola strumentazione Ex-core, mentre le funzioni operative alla strumentazione In-core. Dalla strumentazione In-core, vengono prelevati i segnali dalle termocoppie ed inviati al sistema di monitoraggio di protezione e sicurezza. Inoltre, il segnale degli SPND oltre ad essere utilizzato per la ricostruzione tridimensionale del flusso neutronico all'interno del nocciolo, è utilizzato per la calibrazione dei setpoint della strumentazione Ex-core, responsabile invece delle funzioni di sicurezza.

Dal punto di vista progettuale ed operativo, le due differenti strumentazioni utilizzate nei due impianti si ripercuotono sul sistema nel seguente modo. A livello delle funzioni di sicurezza i due sistemi sono pressoché analoghi, a livello delle funzioni di operatività, invece, la differenza è sostanziale. Dal momento che gli SPND richiedono una taratura ripetuta nel tempo, i margini operativi che possono essere adottati nello AP1000 saranno tali da contenere le incertezze sulla misura di flusso che si accumuleranno durante un periodo lungo come un ciclo di ricarica del combustibile (fase durante la quale la strumentazione viene nuovamente calibrata). Nelle operazioni del reattore EPR, data la continua calibrazione effettuata sulla strumentazione In-core (teoricamente ogni ca. 15 min, tempo necessario per un ciclo di attivazione e misura richiesto dagli aeroball), le incertezze sulle misure sono

decisamente minori e, pertanto, anche i margini che devono essere mantenuti rispetto ad eventuali interventi da intraprendere, risulteranno minori. Complessivamente, la strumentazione In-core di EPR consente di gestire entro margini più ampi, le variazioni di alcune variabili durante le condizioni di normale funzionamento.

2 Errori nella ricostruzione del flusso neutronico per mezzo degli SPND

2.1 Incertezze

Dopo la trattazione del funzionamento e dei criteri di progetto degli SPND, di cui si è lungamente discusso all'interno delle due parti che compongono il documento, si è voluto effettuare un calcolo per considerare l'effettivo peso che ciascun collettore ha nella complessiva ricostruzione del flusso neutronico all'interno del nocciolo. Come detto, il numero di collettori è sufficientemente elevato in modo tale che, a seguito della rottura di un certo numero, nel corso di un ciclo di irraggiamento, la qualità con cui può essere ricostruito il flusso è sufficiente da rispettare i requisiti progettuali.

Il rateo di guasto degli SPND è abbastanza elevato ed il numero di 72 strumenti all'interno del nocciolo è ritenuto essere sufficiente per tutta la durata del ciclo di irraggiamento.

Il calcolo che è stato effettuato presenta una semplificazione rispetto alla condizione geometrica realmente presente in un reattore; la geometria di riferimento è riportata ad un piano ed il nocciolo utilizzato ha dimensioni ridotte rispetto ad un tradizionale impianto di potenza. Con le assunzioni e le semplificazioni geometriche effettuate, si sta trascurando che nella reale ricostruzione del flusso neutronico gli altri SPND, afferenti a piani diversi rispetto al collettore che viene a mancare, riducono fortemente l'incremento dell'errore nella misura. Nell'esempio numerico di seguito riportato, l'errore nella ricostruzione aumenta sensibilmente ad ogni fallimento dal momento che si sta considerando quanto avviene sul piano.

Il nocciolo cui si è fatto riferimento per la valutazione degli errori connessi alla ricostruzione del flusso neutronico è riportato in Fig. 3.

Il valore dell'incertezza ε , associato alla ricostruzione del flusso all'interno del nocciolo è stato valutato attraverso la seguente formula, necessaria per tenere conto della presenza dell'hot spot all'interno del nocciolo.

$$\varepsilon = C_p + C_p S^T (C_Q + S C_p S^T)^{-1} S C_p$$

dove C_Q e C_p sono rispettivamente la matrice di dispersione (o di varianza/covarianza) ed S è la matrice di sensitività.

Nel caso di riferimento, riportato di seguito, il valore dell'incertezza ε , associato alla misura, è stato calcolato per poter valutare quanto, percentualmente, la rottura di ogni singolo collettore influisca sul segnale complessivo fornito dai collettori.

A seguito della rottura di uno o più collettori, a causa del prevedibile processo di degradazione, a livello di calcolo, si registra una diminuzione del numero di quantità

integrali utilizzabili. Questo effetto è visibile nel prodotto tra le matrici $(S^T S)^{-1}$ in cui il numero delle componenti, ciascuna corrispondente ad uno specifico collettore presente nel nocciolo, si riduce di volta in volta al venir meno di un collettore. Per lo stesso motivo si verifica una riduzione del valore dello stesso prodotto; cosa che induce ad un aumento dei valori delle componenti della matrice di dispersione stimata (componenti che sono rappresentative delle incertezze).

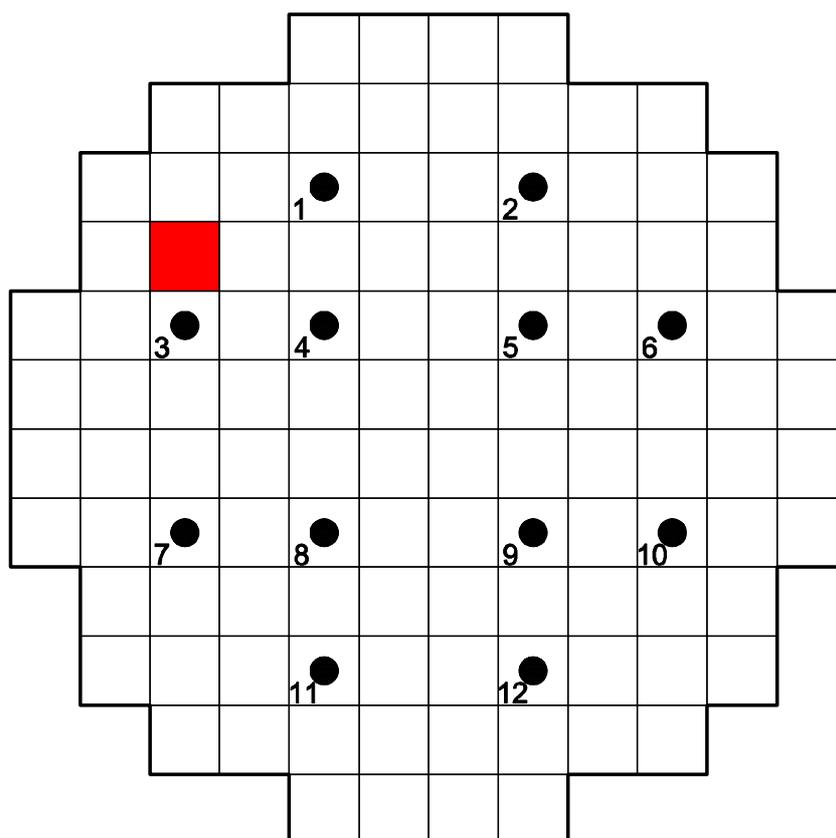


Fig. 3 - Schema del nocciolo con disposizione SPND (punti) e macchia calda (elemento rosso)

Nella tabella che segue è riportato l'andamento dell'errore nella ricostruzione del flusso nel caso della rottura di uno o più collettori. Nel caso di riferimento, riportato di seguito, si assume che la rottura successiva di più collettori avvenga nello stesso ordine con cui gli stessi sono numerati all'interno del nocciolo (Fig. 3).

In particolare, in corrispondenza di ciascun gruppo di collettori rotti, si riporta il valore percentuale dell'incremento dell'incertezza rispetto al caso di riferimento, considerato qui come l'assenza di collettori rotti. Tale caso, utilizzato come riferimento è definito "caso 0" e, per quanto detto, allo stesso si associa un'incertezza aggiuntiva pari allo 0%.

Collettroni rotti	Incertezza aggiuntiva riferita a caso 0
-	%
0	0%
1	9%
1-2	18%
1-3	27%
1-4	34%
1-5	40%
1-6	49%
1-7	66%
1-8	72%
1-9	81%
1-10	91%

Tabella 2-1: Incertezza associata alla ricostruzione dell'immagine in base al numero di collettroni guasti

Variazione incertezza nella ricostruzione del flusso

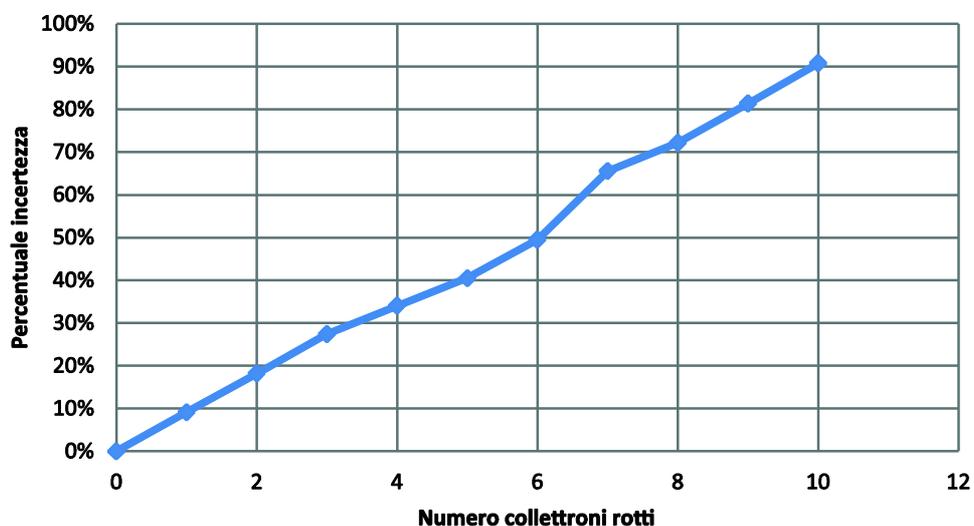


Fig. 4 – Andamento dell'incremento dell'incertezza all'aumentare del numero di collettroni rotti all'interno del sistema

Come è evidente dal diagramma, l'andamento dell'incertezza relativa alla ricostruzione del flusso, ha andamento crescente ma non perfettamente lineare. Tale caratteristica della curva è dovuta al fatto che la disposizione geometrica dei collettroni all'interno del nocciolo si ripercuote in maniera differente sul segnale che gli stessi collettroni forniscono al sistema di misura.

Bibliografia

- [1] *AP 1000 Design Control Document Chapter 7 Instrumentation and Controls. In-Core Instrumentation System*
- [2] *Westinghouse AP 1000 advanced passive plant* T.L. Schulz 31 marzo 2006
- [3] *Development of Risk-Based and Technology- Independent Safety Criteria for Generation IV Systems*
- [4] Dispense del corso di Misure e Strumentazioni nucleari del corso di laurea in Ingegneria Nucleare: “*Rivelazione di neutroni e misura di flussi e di spettri neutronici. Strumentazione neutronica in core*”
- [5] Dispense del Prof R. Remetti “*Strumentazione e Controllo*” per Impianti Energetici II
- [6] W.J. Price “*Nuclear Radiation Detection*”
- [7] *Mémo sur les problèmes de perte de précision des mesures dans l’EPR en fonction de l’instrumentation disponible*
- [8] G. Bruna – O. Dubois – A. Sargeni 29.04.2010 “*Perte de précision des mesures dans l’EPR en fonction de l’instrumentation disponible*”
- [9] U.S. EPR “*Nuclear In Core Instrumentation systems*” Report Areva dicembre 2006
- [10] NRC Meeting on U.S. EPR™ I & C Design
- [11] G. Bignan, J.C. Guyard, C. Blandin, H. Petitcolas “*Direct Experimental Tests And Comparison Between Sub-Miniature Fission Chambers And SPND For Fixed In-Core Instrumentation of LWR*”
- [12] B.Beauzamy, H. Bickert, O. Zeydina, G.B. Bruna “*Probabilistic Safety Assessment and Reliability Engineering: Reactor Safety and Incomplete Information*” Nizza 2-5 maggio 2011
- [13] T. Polák, O. Erben “*Topre & Hotpoint In-Core monitoring Systems For WWER-440 Nuclear power Plants*”
- [14] M. Beyer, H. Carl, A. Seidel, F.P. Weiß, J. Zschau, K. Nowak “*A Technical System to improve the Operational Monitoring of the Ukrainian Nuclear Power Plant Zaporozh’ye*”
- [15] Duweke, C.; Thillozen, N.; Ziethe, J.; , "Neutron flux incore instrumentation of AREVA's EPR™," *Advancements in Nuclear Instrumentation Measurement Methods and their Applications (ANIMMA), 2009 First International Conference on* , pp.1-6, 7-10J une 2009
doi: 10.1109/ANIMMA.2009.5503769
URL: <http://ieeexplore.ieee.org/stamp/stamp.jsp?tp=&arnumber=5503769&isnumber=5503652>

Titolo

Stima del punto di massima potenza lineare in un nocciolo ad acqua: una valutazione numerica basata su tecniche perturbative generalizzate

Ente emittente CIRTEN

PAGINA DI GUARDIA

Descrittori
Tipologia del documento: Rapporto Tecnico

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

Argomenti trattati: strumentazione in-core, misure di flusso neutronico, metodi perturbativi generalizzati.

Sommario

Viene descritto un metodo mediante il quale l'informazione ottenuta in tempo reale attraverso un sistema di dispositivi di misura neutronica SPND (collettroni) inseriti nel nocciolo di un reattore nucleare di potenza (in particolare, un PWR) consente la rilevazione in tempo reale di un eventuale punto caldo durante l'operazione dell'impianto. Il metodo si basa sulle tecniche perturbative GPT (Generalized Perturbation Methods), per il calcolo dei coefficienti di sensitività delle quantità integrali misurate con i collettroni rispetto ai parametri considerati per rappresentare il punto caldo, e nell'uso di tecniche di inferenza statistica che tengono conto degli errori associati alle misure. La metodologia consente anche di valutare l'effetto sulla qualità del sistema di rilevazione dovuto al possibile degradarsi dei dispositivi di misura durante il ciclo di vita del nocciolo. Questa informazione può essere utilizzata per poter predisporre una strategia di protezione adeguata in termini di qualità, numero e distribuzione dei collettroni.

La metodologia è stata implementata con il codice di calcolo neutronico ERANOS 2.1 nella modalità di calcolo GPT. I risultati dell'esercizio di simulazione prendendo in considerazione un reattore PWR di piccole dimensioni (MARS) hanno dimostrato la potenzialità della metodologia proposta.

Note

L'ENEA, tramite gli esperti delle Unità tecnico-scientifiche coinvolte sulle tematiche, ha contribuito alla realizzazione delle attività descritte nel presente rapporto sia per quanto concerne gli sviluppi teorici sia per l'elaborazione delle simulazioni e la produzione computazionale.

Copia n.
In carico a:

2			NOME			
			FIRMA			
1			NOME			
			FIRMA			
0	EMISSIONE	28.11.2011	NOME	Fabrizio Pisacane	Emanuele Negrenti	Massimo Sepielli
			FIRMA			
REV.	DESCRIZIONE	DATA	CONVALIDA	VISTO	APPROVAZIONE	



CIRTEN

Consorzio Interuniversitario per la Ricerca Tecnologica Nucleare

“SAPIENZA” UNIVERSITA’ DI ROMA

DIPARTIMENTO DI INGEGNERIA ASTRONAUTICA, ELETTRICA ED ENERGETICA

“Stima del punto di massima potenza lineare in un nocciolo ad acqua: una valutazione numerica basata su tecniche perturbative generalizzate”

Autori

Prof. Augusto Gandini

Prof. Antonio Naviglio

Prof. Maurizio Cumo

Milo Lezziero

Ing. Fabio Giannetti

CERSE-UNIRM RL 1181/2011

ROMA, Novembre 2011

Lavoro svolto in esecuzione dell’Obiettivo 6.2 Attività C.1

AdP MSE- ENEA sulla Ricerca di Sistema Elettrico- Piano Annuale di Realizzazione 2010

Progetto 1.3.2.a “Fissione nucleare: Metodi di analisi e verifica di progetti nucleari di generazione evolutiva alimentati ad acqua pressurizzata”

INDICE

Sommario	3
1 Introduzione	4
2 Definizioni	5
3 Localizzazione della posizione del punto caldo potenziale	8
4 Analisi statistica	9
5 Previsione di punto caldo	10
5.1 Degradazione del sistema di collettroni	10
6 Generalizzazione del metodo	12
7 Sistema scelto per le prove di simulazione numerica dimostrativa	13
8 Il codice di calcolo ERANOS	14
9 Simulazioni numeriche	17
10 Conclusioni	21
Appendice. Metodi di inferenza statistica	22
A.1. Metodo di riduzione mediante i moltiplicatori di Lagrange.	25
A.2. Metodo di riduzione per elementi	25
A.3. Applicazione del metodo di riduzione statistica per l'identificazione del punto caldo	26
Referenze	28

Sommario

Viene descritto un metodo mediante il quale l'informazione ottenuta in tempo reale attraverso un sistema di dispositivi di misura neutronica SPND (collettroni) inseriti nel nocciolo di un reattore nucleare di potenza (in particolare, un PWR) consente la rilevazione in tempo reale di un eventuale punto caldo durante l'operazione dell'impianto. Il metodo si basa sulle tecniche perturbative GPT (Generalized Perturbation Methods), per il calcolo dei coefficienti di sensitività delle quantità integrali misurate con i collettroni rispetto ai parametri considerati per rappresentare il punto caldo, e nell'uso di tecniche di inferenza statistica che tengono conto degli errori associati alle misure. La metodologia consente anche di valutare l'effetto sulla qualità del sistema di rilevazione dovuto al possibile degradarsi dei dispositivi di misura durante il ciclo di vita del nocciolo. Questa informazione può essere utilizzata per poter predisporre una strategia di protezione adeguata in termini di qualità, numero e distribuzione dei collettroni.

La metodologia è stata implementata con il codice di calcolo neutronico ERANOS 2.1 nella modalità di calcolo GPT. I risultati dell'esercizio di simulazione prendendo in considerazione un reattore PWR di piccole dimensioni (MARS) hanno dimostrato la potenzialità della metodologia proposta..

1 Introduzione

Uno dei problemi che si pone durante l'operazione di un reattore nucleare, in particolare un impianto PWR, è la formazione nel nocciolo di punti caldi (hot spots), cioè punti in cui il rapporto tra la densità di potenza lineare dell'elemento di combustibile ed il suo valor medio in condizioni nominali eccede una soglia prefissata. Per la loro identificazione on-line nell'ambito di un sistema di protezione, è stato proposto di adottare dispositivi in-core denominati self-powered neutron detectors (SPNDs) od anche "collettroni" (collectrons) [1,2]. Tali dispositivi, opportunamente calibrati in condizioni nominali, misurano in tempo reale in vari punti del nocciolo durante l'operazione del reattore il tasso di cattura di un materiale scelto (p.es., rodio, o cobalto) consentendo di ottenere immediatamente in maniera indiretta informazioni sui valori di eventuali alterazioni del flusso neutronico, e quindi dei tassi di fissione negli elementi di combustibile. Questi valori vengono a loro volta utilizzati, tramite un apposito algoritmo, per identificare l'eventuale presenza, e posizione, di "punto caldo" (hot spot).

Per motivi di funzionamento e di sicurezza, è importante poter quantificare l'aumento d'incertezza sul valore ricostruito di punto caldo, quando uno o più dispositivi SPNDs si guastano, cioè si possa determinare se, in alcuni casi, l'incertezza che incide sul valore ricostruito della densità di potenza lineare nel punto caldo porti a superare limiti accettabili predefiniti.

2 Definizioni

Consideriamo un determinato reattore PWR. Assumiamo che un numero prefissato (N) di collettroni vengano posizionati nel nocciolo. Assumiamo quindi un numero (M, al limite 1) di ipotetiche posizioni di punto caldo¹. Per semplificare la presentazione del metodo, senza pregiudicare, come si chiarirà nel seguito, la sua possibilità di estensione a casi più complessi, assumiamo che il nocciolo possa essere rappresentato in geometria bidimensionale (x,y).

Assumiamo per ora l'ipotesi che in ogni condizione, nominale o meno, per ogni indice m sia costante il valore del rapporto

$$r_m \equiv p_m^{\max} / \bar{p}_m \quad (1)$$

tra la densità di potenza lineare massima e la densità di potenza lineare media in ciascuna posizione m.

Indichiamo con $p_m^{\max,1}$ una prima soglia del valore della densità di potenza lineare relativo a ciascuno degli M possibili punti caldi considerati, oltre la quale dovrebbe scattare un allarme di attenzione, e con $p_m^{\max,2}$ una seconda soglia oltre la quale dovrebbe scattare l'arresto dell'impianto.

Dall'analisi del segnale dato dai collettroni si vuole determinare la presenza o meno di possibili condizioni di punto caldo in una di possibili posizioni M, sulla base delle soglie assegnate

Si parte da un calcolo della distribuzione spaziale della densità di potenza (che può agevolmente essere rappresentata del tasso di fissione corrispondente).

Si definisce innanzitutto la quantità

¹ L'aumento di potenza in un punto caldo all'interno di una data cella di combustibile è associato ad un corrispondente aumento della sorgente dei neutroni di fissione. Per semplificare il numero di calcoli necessari per la ricerca di punto caldo, questo aumento della sorgente di fissione può essere spalmato in un più ampio insieme di celle circostanti (al limite, un elemento di combustibile) definendo così il volume associato alla 'posizione di punto caldo' considerata. Se il caso, potrebbe seguire una nuova serie di calcoli più specifici per una localizzazione più precisa.

$$R_n \equiv \frac{Q_n}{F_{\text{core}}} = \frac{\langle \Sigma_f^T \Phi \rangle_{(\text{collectron})}}{\langle \Sigma_f^T \Phi \rangle_{(\text{core})}}, \quad (2)$$

cioè il rapporto tra il tasso di reazione nel generico collettore n (caratterizzato dalla sezione macroscopica di reazione Σ_r , espressa in forma multigruppo) ed il tasso di fissione dell'intero nocciolo. Si considera quindi una sorgente neutronica ('esterna', cioè non associata a reazioni di fissione nel combustibile) in corrispondenza dell'elemento di combustibile m data dall'espressione

$$s_m \chi \xi_m(\mathbf{r}) \quad (3)$$

dove s_m è una quantità scalare, χ rappresenta lo spettro di fissione e $\xi_m(\mathbf{r})$ è una funzione eguale ad uno all'interno del volume associato alla posizione m del punto caldo ed eguale a zero al di fuori di esso. Considerare una sorgente con spettro di fissione esterna in questo caso equivale, in rapporto all'effetto sui collettroni, a considerare un ipotetico evento incidentale che produca nell'elemento di combustibile considerato un equivalente aumento della sorgente (questa volta 'interna') di fissione..

Introduciamo a questo punto i coefficienti di sensitività

$$w_{n,m} = \frac{dR_n}{ds_m}. \quad (4)$$

Secondo la teoria delle perturbazioni generalizzate (GPT) questi coefficienti possono essere calcolati utilizzando l'espressione²

$$w_{n,m} = \langle \Psi_n^{*T} \chi \xi_m(\mathbf{r}) \rangle_{(\text{core})} \quad (5)$$

² La metodologia GPT qui considerata si riferisce al caso generale di un reattore in condizioni stazionarie con o senza sorgente esterna [3,4]. Nel caso in cui il sistema imperturbato sia critico, in presenza di una perturbazione dei parametri che caratterizzano l'operatore di Boltzman, la metodologia GPT impone che la funzione importanza sia ottenuta imponendo il mantenimento delle condizioni critiche [5] (attraverso una opportuna variazione di un parametro di controllo, generalmente un coefficiente moltiplicatore, λ , dell'operatore di fissione). Nel caso più generale di un reattore con sorgente esterna, ed in cui la perturbazione interessi la sorgente esterna stessa, la metodologia GPT impone che il calcolo della funzione importanza sia ottenuto imponendo il mantenimento del livello della potenza (o, che è lo stesso, del tasso globale di fissione). Nel nostro caso quindi, se il sistema imperturbato è critico, l'introduzione di una sorgente esterna come perturbazione imporrebbe, per mantenere lo stesso livello di potenza, una opportuna riduzione del fattore di moltiplicazione attraverso la variazione di un analogo parametro di controllo. In prossimità di condizioni critiche, tuttavia, la distribuzione spazio-energetica della funzione importanza risulta praticamente eguale a quella corrispondente al sistema omogeneo[4].

dove Ψ_n^* la funzione importanza associata al funzionale R_n . Essa soddisfa l'equazione

$$\mathbf{B}^* \Psi_n^* + \left(\frac{\Sigma_r}{Q_n} \xi_n(\mathbf{r}) - \frac{\Sigma_f}{F_{\text{core}}} \right) = 0 \quad (6)$$

essendo \mathbf{B} l'operatore che governa il flusso neutronico e $\xi_n(\mathbf{r})$ una funzione eguale ad uno all'interno del volume del materiale utilizzato per la reazione di rivelazione nel collettore n (o in volume equivalente in cui esso possa essere stato omogeneizzato) ed eguale a zero al di fuori di esso.

3 Localizzazione della posizione del punto caldo potenziale

Ciascun coefficiente di sensitività $w_{n,m}$ definito dall'Eq.(5) rappresenta il contributo di un neutrone di fissione nel punto m alla misura nel collettore n . Tali coefficienti formano quindi un vettore $\mathbf{w}_m \equiv \left[w_{1m} \quad \dots \quad w_{N,m} \right]^T$ caratteristico di ciascuna ipotetica posizione m di punto caldo.

Data una serie di misure R_n^{ex} , una ricerca di un eventuale punto caldo avrà inizio allorché i valori di una, o più componenti R_n^{ex} si differenzieranno significativamente (cioè, al di là di margini d'incertezza fissati) dai valori nominali $R_{o,n}$. In questo caso saranno scelte come posizioni più probabili quelle per le quali la distribuzione delle componenti del vettore \mathbf{w}_m sarà più vicina alla distribuzione delle componenti del vettore $(\mathbf{R}^{ex} - \mathbf{R}_o)$, dove $\mathbf{R}_o \equiv \left[R_{o,1} \quad \dots \quad R_{o,N} \right]^T$, vale a dire quelle per cui, entro una range d'incertezza fissato sulla base della precisione delle misure, è minima la somma

$$\sum_{n=1}^N \left[\alpha_1 (R_n^{ex} - R_{o,n}) - \alpha_{2,m'} w_{n,m'} \right]^2 \quad (7)$$

dove m' rappresenta l'indice degli M' punti che soddisfano tale condizione, e dove α_1 e $\alpha_{2,m'}$ sono coefficienti di normalizzazione, ossia

$$\alpha_1 = \frac{1}{\sum_{n=1}^N (R_n^{ex} - R_{o,n})}, \quad \alpha_{2,m'} = \frac{1}{\sum_{n=1}^N w_{n,m'}} \quad (m'=1,2,\dots,M') \quad (8)$$

4 Analisi statistica

Assumiamo che in caso della presenza di punto caldo, essa sia (conservativamente) attribuibile ad una sola posizione tra quelle, M' , tra quelle localizzate con la metodologia su descritta. Per ciascuna di queste posizioni procediamo per ottenere una stima del valore più probabile $\tilde{\xi}_{m'}$, e dell'incertezza ad esso associata., Secondo il metodo di analisi statistica della 'massima verosimiglianza' ('maximum likelihood'), o metodi equivalenti, sempre basati su principi Bayesiani di inferenza, tra cui il metodo della massima entropia d'informazione [6], dato un set di scarti ΔR_n tra valori misurati in tempo reale durante l'operazione e valori nominali ('calcolati'), con associate incertezze sperimentali ϵ_n , è possibile determinare il valore più probabile $\tilde{\xi}_{m'}$, tale da render conto di tali differenze (v. Appendice). A questo valore $\tilde{\xi}_{m'}$, può venire associata una differenza corrispondente $\Delta \bar{p}_{m'}$, (con relative stima di incertezza) sulla base della relazione

$$\Delta \bar{p}_{m'} = \frac{\langle \Delta \Phi^T \Sigma_f \rangle_{(m')}}{L_f} = \frac{\tilde{\xi}_{m'}}{\nu L_f} \quad (9)$$

dove $\langle \Delta \Phi^T \Sigma_f \rangle_{(m')}$ è la variazione del tasso di fissione corrispondente la punto caldo integrato nel volume relativo alla posizione m' mentre L_f è la lunghezza della zona attiva del nocciolo. Sulla base dell'Eq. (1), possiamo scrivere il valore stimato

$$\tilde{p}_{m'}^{\max} = r_m (\bar{p}_{m'} + \Delta \bar{p}_{m'}). \quad (10)$$

Al valore $\tilde{p}_{m'}^{\max}$ sarà associata una incertezza stimata che indichiamo con $\tilde{\xi}_{m'}$.

5 Previsione di punto caldo

Le stime $\tilde{p}_m^{\max} \pm \tilde{\xi}_m$, così ottenute vengono confrontate con i valori $p_m^{\max,1}$ e $p_m^{\max,2}$ per decidere l'eventuale decisione da prendere. Tale decisione dipenderà sia dal valore delle potenze lineari stimate sia dall'incertezza associata.

5.1 Degradazione del sistema di collettroni

La metodologia su descritta consente di valutare agevolmente l'incidenza della degradazione dell'informazione con il guastarsi dei collettroni. Per dimostrarlo, assumiamo di conoscere il rateo medio annuo di guasto (e quindi il tempo medio al guasto). Durante un ciclo di vita del nocciolo avverranno quindi in media un certo numero di eventi di guasto. Assumendo in corrispondenza a questi eventi una distribuzione di probabilità assegnata, per esempio di tipo esponenziale³ nel caso di eventi spuri indipendenti dal tempo di funzionamento, o Weibull⁴ nel caso si debba tener conto dell'invecchiamento della strumentazione, possiamo ottenere delle storie random di eventi di guasto secondo la distribuzione fissata [7].

Scegliamo alcune storie di guasti successivi durante il ciclo di vita del nocciolo. Per ciascuna storia escludiamo dal set i collettroni che via via si guastano.

Scegliamo una prima storia ed assumiamo, mediante l'introduzione fittizia di una sorgente esterna con distribuzione energetica eguale a quella di fissione, che in un punto n' , scelto a caso tra quelli ipotizzati, si verifichi un evento che porti alla formazione di punto caldo. Attraverso una simulazione numerica, calcoliamo i valori perturbati (pseudo-sperimentali) R_n^{ex} ed eseguiamo un primo esercizio di valutazione seguendo la metodologia su descritta (con tutti i collettroni regolarmente funzionanti). Si otterranno così dei valori $\tilde{\xi}_m$, e, corrispondentemente, delle stime

³ Data dalla funzione di distribuzione $f(t) = \lambda e^{-\lambda t}$, essendo λ l'inverso del tempo medio al guasto.

⁴ Data dalla funzione di distribuzione $f(t) = \lambda(t)e^{-\lambda(t)t/\beta}$, dove $\lambda = \alpha\beta t^{\beta-1}$ ed α è un parametro di scala. I parametri α e β si ritengono noti sulla base di informazioni sperimentali precedenti che ne consentano la determinazione mediante il metodo dei parametri [10]. Generalmente la funzione di Weibull ha una forma a 'vasca da bagno', caratterizzata da un andamento iniziale in cui $\beta < 1$ (in presenza di difetti di fabbricazione), un periodo utile in cui $\beta = 0$ ed un andamento finale di invecchiamento in cui $\beta > 1$.

$\tilde{p}_m^{\max} \pm \tilde{\xi}_m$, che, se il numero, la disposizione e la precisione di misura assunta dei collettroni sono adeguati, dovrebbe segnalare la presenza del punto caldo ipotizzato.

Ripetiamo l'esercizio sopra descritto al tempo del primo guasto supponendo che l'evento che porta alla formazione di punto caldo avvenga subito dopo di esso e con le stesse modalità del primo. Il collettore guastato verrà escluso dall'esercizio stesso. Si otterranno nuove stime \tilde{p}_m^{\max} . Le incertezze associate $\tilde{\xi}_m$, ottenute seguendo la medesima procedura saranno maggiori, data la minore informazione disponibile, rendendo più problematica l'interpretazione dei risultati.

Si può quindi procedere al secondo guasto, e così via per i successivi della storia di guasti considerata. Con il degradarsi dell'informazione le incertezze delle stime risultanti diverranno via via maggiori. Con l'ampliarsi di queste incertezze i margini di errore di cui dover tener conto renderanno il sistema di protezione gradualmente meno praticabile, e costringeranno ad arrestarlo in anticipo rispetto ai tempi previsti. Se questa eventualità si riscontra per una qualsiasi delle possibili storie di guasti, si dovrà provvedere all'aumento del numero di collettroni, o ad una loro diversa distribuzione, o ad un loro miglioramento per renderli più affidabili.

La metodologia potrebbe consentire anche una riduzione del numero di collettroni nel caso esso, seguendo la medesima procedura, risultasse essere ridondante.

6 Generalizzazione del metodo

Finora abbiamo assunto un sistema rappresentato da una geometria bidimensionale (x,y). Nel caso di una geometria tridimensionale (x,y,z) si seguirà una procedura analoga considerando la disposizione di collettroni in posizioni radiali ed assiali n,k (n=1,2,...,N; k=1,2,...,K). In ciascuna di queste posizioni verrà misurata la quantità

$$R_{nk} \equiv \frac{Q_{nk}}{F_{core}} \quad (11)$$

Analogamente, le posizioni di ipotetici punti caldi saranno identificati con indici radiali ed assiali m,h (n=1,2,...,M; h=1,2,...,H). Potranno quindi essere considerati dei coefficienti di sensitività w_{nm}^{kh} , corrispondenti al contributo di un neutrone di fissione nel punto (m,h) alla misura nel collettrone nella posizione (n,k), e definiti dall'equazione

$$w_{nm}^{kh} = \langle \Psi_{nk}^{*T} \chi \xi_{m,h}(\mathbf{r}) \rangle . \quad (12)$$

dove $\xi_{m,h}(\mathbf{r})$ è una funzione eguale ad uno all'interno del volume associato alla posizione di punto caldo (m,h) ed eguale a zero al di fuori di esso. A ciascuna sorgente di fissione a tasso unitario posta in una posizione (m,h) corrisponderà, in luogo di un vettore caratteristico come nel caso di geometria bidimensionale, una matrice caratteristica (di dimensioni NxK) di coefficienti di sensitività. Seguendo una procedura analoga a quella utilizzata nel caso bidimensionale si potranno localizzare alcune posizioni (m',h') più probabili di punto caldo.

Dato un set di scarti ΔR_{nk} tra valori misurati e calcolati, con associati errori sperimentali ϵ_{nk} , è possibile anche in questo caso, seguendo una procedura analoga a quella seguita nel caso bidimensionale, localizzare e ottenere delle stime di eventuali punti caldi.

7 Sistema scelto per le prove di simulazione numerica dimostrativa

Per le prove di simulazione numerica è stato scelto un reattore di tipo PWR di medie dimensioni prendendo come riferimento il progetto MARS⁵ [7]. Per gli scopi dimostrativi di questo studio il sistema è stato opportunamente semplificato, come illustrato nella figura 1 in cui è rappresentata la sezione radiale del sistema. L'elemento di combustibile è a sezione quadrata, formato da 17x17 barrette di combustibile. I dati relativi sono riportati nella Tabella 1.

Tabella 1

Tipo elemento di combustibile	“17x17”
Tipo combustibile	UO ₂
N. di barrette di combustibile UO₂	289 (=17x17)
Arricchimento UO₂	2-3%
Diametro barretta di combustibile	0.95 cm
Spessore della guaina (in zircaloy)	0.063 cm
Spessore interfaccia guaina-combustibile	0.002 cm
Passo tra barrette di combustibile	1.26 cm

Fuel: 920 Kelvin, radius 0.475 cm, 10 g/cm³, 2-4 wt.% enriched UO₂

Clad: 570 Kelvin, radius 0.54 cm, 6 g/cm³, zircaloy.

Coolant: 560 Kelvin, pitch 1.43 cm, 0.74 g/cm³, H₂O

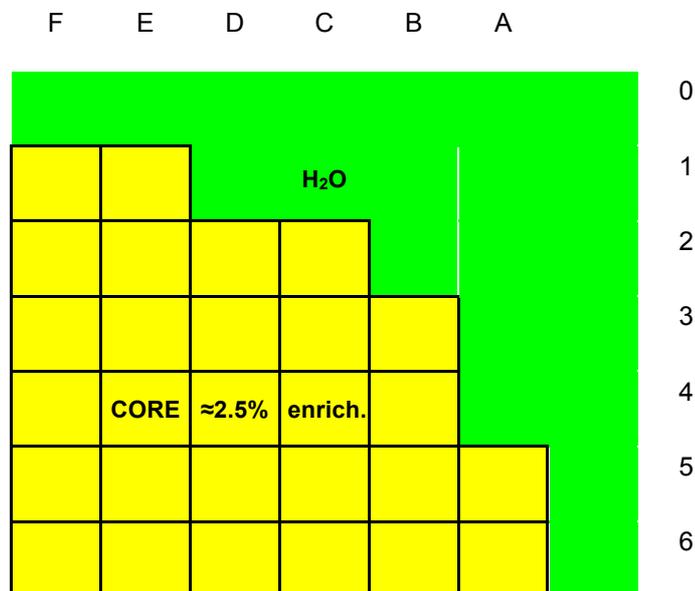


Fig. 1. Sezione trasversale: core (giallo), riflettore (verde)

⁵ Si è scelto un reattore termico di media taglia, cui si farà riferimento nel seguito, per dimostrare l'applicabilità del metodo sia a reattori di taglia maggiore (PWR) che ad altri di taglia più piccola, come per esempio il TRIGA.

8 Il codice di calcolo ERANOS

I calcoli neutronici sono stati effettuati con il codice deterministico ERANOS-2.1 [8]. Questo codice è costituito da librerie di dati, programmi di calcolo specifici e procedure di calcolo che consentono un'elevata flessibilità e modularità. Un calcolo tipico di ERANOS viene eseguito utilizzando diversi moduli, collegati tra loro in procedure che utilizzano un linguaggio specifico. Le sequenze di calcolo consigliate sono fornite, a seconda degli obiettivi, da veloci studi di fattibilità a calcoli di riferimento. In un codice deterministico come ERANOS, i parametri neutronici del nocciolo (p. es., il fattore di moltiplicazione o il flusso neutronico fine in ciascun punto di mesh del sistema) vengono calcolati secondo due fasi:

- 1) calcolo di cella/reticolo eseguito con il codice ECCO e
- 2) calcolo del nocciolo, utilizzando il metodo variazionale nodale TGV / VARIANT per una geometria core 3D, o alle differenze finite Sn con BISTRO per una geometria 2D. Questi codici risolvono problemi relativi ad equazioni omogenee e non omogenee (per la presenza di una sorgente esterna. Possono essere ottenute sia soluzioni dirette che aggiunte.

Più in particolare, nella prima fase del calcolo, il codice di cella ECCO viene utilizzato per la preparazione di sezioni d'urto macroscopiche auto-schermate. Le celle possono essere descritte come omogenee o eterogenee (tipicamente, un elemento composto di barrette di combustibile disposte in reticolo). Le geometrie disponibili sono:

- 1) mezzo omogeneo o infinito,
- 2) reticolo 2D rettangolare di barre cilindriche e/o barrette all'interno di una scatola a sezione quadrata,
- 3) slab 3D,
- 4) reticolo 2D esagonale di pin cilindriche all'interno di una scatola esagonale.

Alla fine dei calcoli con il codice ECCO, le sezioni d'urto vengono normalmente pesate con i flussi all'interno di ciascuna cella e collassate secondo una struttura a numero di gruppi energetici definito (tipicamente 33). Esse vengono quindi utilizzate per i calcoli neutronici del reattore.

Il codice Eranos-2.1 contiene due librerie di sezioni d'urto neutroniche, entrambe derivate dal file di dati nucleari valutati JEF-2.2 : JECCOLIB2 e ERALIB1. Ogni libreria contiene:

- 1) Una libreria a 1968 gruppi di energia per i nuclidi principali (41 isotopi, tra cui ^{235}U , ^{238}U , ^{239}U , ^{240}Pu , ^{241}Pu , ^{242}Pu , Zr, Gd, Al, ^{56}Fe , ^{58}Ni , ^{52}Cr , Na, O, C, ^{10}B , H vincolato). La libreria è ottenuta dal processamento dei dati del file JEF-2.2, attraverso una versione convalidata di NJOY,
- 2) Una libreria a 33 gruppi di energia per applicazioni in spettri veloci (287 isotopi),
- 3) Una libreria a 175 gruppi di energia (schema VITAMINE-J) per calcoli di schermatura,
- 4) Una libreria a 172 gruppi di energia (schema XMAS) per applicazioni in spettri termici (287 isotopi),
- 5) Una libreria a 36 gruppi di energia per calcoli di sorgente gamma.

Il codice BISTRO è particolarmente efficiente in termini di convergenza. In esso sono disponibili le opzioni in trasporto Sn e in diffusione. L'opzione in diffusione è utilizzata anche nella modalità in trasporto per accelerare lo schema di convergenza. In termini più dettagliati, il metodo standard Sn è usato per discretizzare l'equazione di Boltzmann per geometrie bidimensionali (XY o RZ).

Con ERANOS sono pure possibili calcoli di burn-up, per singola cella o per l'intero nocciolo. Il codice risolve le equazioni di evoluzione per ogni step temporale, aggiornando ogni volta le sezioni d'urto macroscopiche mediante ECCO (opzionalmente) e quindi BISTRO per lo step successivo.

Con il codice ERANOS possono essere effettuati calcoli perturbativi per analisi di sensitività. Le procedure di calcolo si basano sull'uso della soluzione aggiunta dell'equazione di Boltzmann. Esse consentono di ottenere al primo ordine le variazioni di quantità integrali (k_{eff} , tassi di reazione, concentrazioni isotopiche, coefficienti di reattività, ecc) in relazione a variazioni dei parametri differenziali presenti nella libreria dei dati nucleari. Utilizzando i moduli implementati, è così possibile calcolare i valori di reattività e i coefficienti di sensitività di sistemi neutronici, utilizzando la metodologia perturbativa standard, con precisione al primo ordine, così come la forma esatta e quella generalizzata (GPT).

La teoria delle perturbazioni ha una vasta gamma di applicazioni, in particolare il calcolo dei coefficienti di reattività necessari ad esempio per i calcoli di cinetica puntuale. L'analisi di sensitività permette inoltre di studiare, in modo sistematico, gli effetti della variazione dei parametri di base (p) (p. es., sezioni d'urto, densità) su un valore integrale Q (p. es., fattore di moltiplicazione k_{eff} , tassi di reazione). In sintesi, si possono calcolare quantità del tipo

$$\Delta Q = \sum_i \frac{dQ}{dp_i} \Delta p_i \quad (13)$$

$$S_i = \frac{\Delta Q/Q}{\Delta p_i/p_i} \quad (14)$$

Uno dei vantaggi di usando la teoria lineare delle perturbazioni è che i valori delle perturbazioni e i coefficienti di sensibilità sono (salvo che nella forma perturbativa esatta) indipendenti dalla perturbazione stessa e possono essere calcolati velocemente, rispetto ai calcoli diretti.

I moduli perturbativi di ERANOS consentono in definitiva di calcolare, sulla base dell'equazione (14),

- i coefficienti di sensibilità relativi al fattore di moltiplicazione. I calcoli si basano sulla teoria delle perturbazioni standard.
- i coefficienti di sensibilità relativi ai rapporti di tassi di reazione. I calcoli si basano sulla metodologia perturbativa generalizzata (GPT)
- sensibilità relativa ai coefficienti di reattività. I calcoli si basano sulla metodologia perturbativa generalizzata equivalente (EGPT)
- incertezze dei parametri integrali (ϵ_Q). In questo caso, il calcolo richiede i coefficienti di sensibilità S_i e la matrice di covarianza (D) associata alla libreria dei dati nucleari. Esse sono date dal prodotto

$$\epsilon_Q = S^T D S \quad (15)$$

dove S è un vettore che ha come componenti i coefficienti di sensitività definiti dall'equazione (b). Il vettore S è anche denominato profilo di sensitività.

9 Simulazioni numeriche

E' stata fatta una simulazione numerica in relazione al sistema considerato al paragrafo 7. Sono stati considerati 12 collettroni disposti come indicato nella figura 2. Sono state innanzitutto calcolate le funzioni importanza ψ_n^* ($n=1,2,\dots,N$) relative a ciascun collettore n. Delle traverse secondo le direzioni x ed y relative al collettore 1 sono riportate come esempio nelle figure 3-8. Da notare le distribuzioni spaziali molto simili nei diversi gruppi energetici.

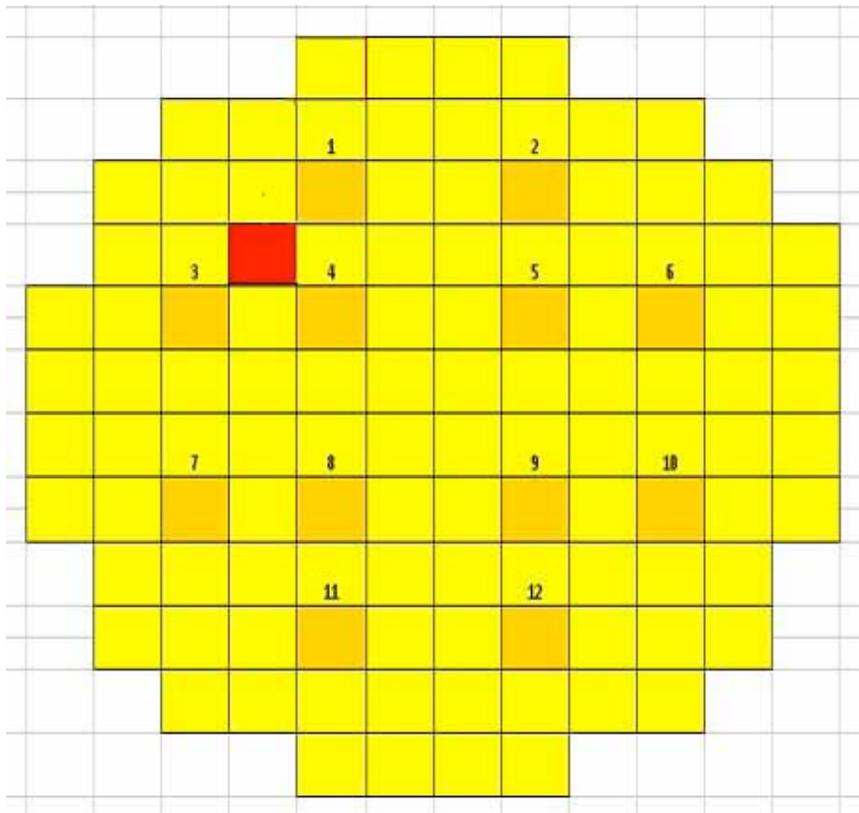


Fig. 2. Posizione dei collettroni nel nocciolo

Si è simulata la presenza di un punto caldo inserendo una sorgente di neutroni nella posizione contrassegnata nello schema con il colore rosso. Tale inserzione ha naturalmente modificato le 'misure' R_n nei vari collettroni. Tali modifiche, interpretate come variazione delle misure con i collettroni, hanno consentito, mediante la metodologia di inferenza statistica utilizzata, di identificare con precisione il punto scelto per l'esercizio di simulazione. Avendo assunto una precisione del 5% per le misure dei collettroni, l'incertezza associata alla sorgente neutronica è risultata del 8.5%. Assumendo un guasto al collettore 3, tale incertezza è aumentata, risultando del 15.1%.

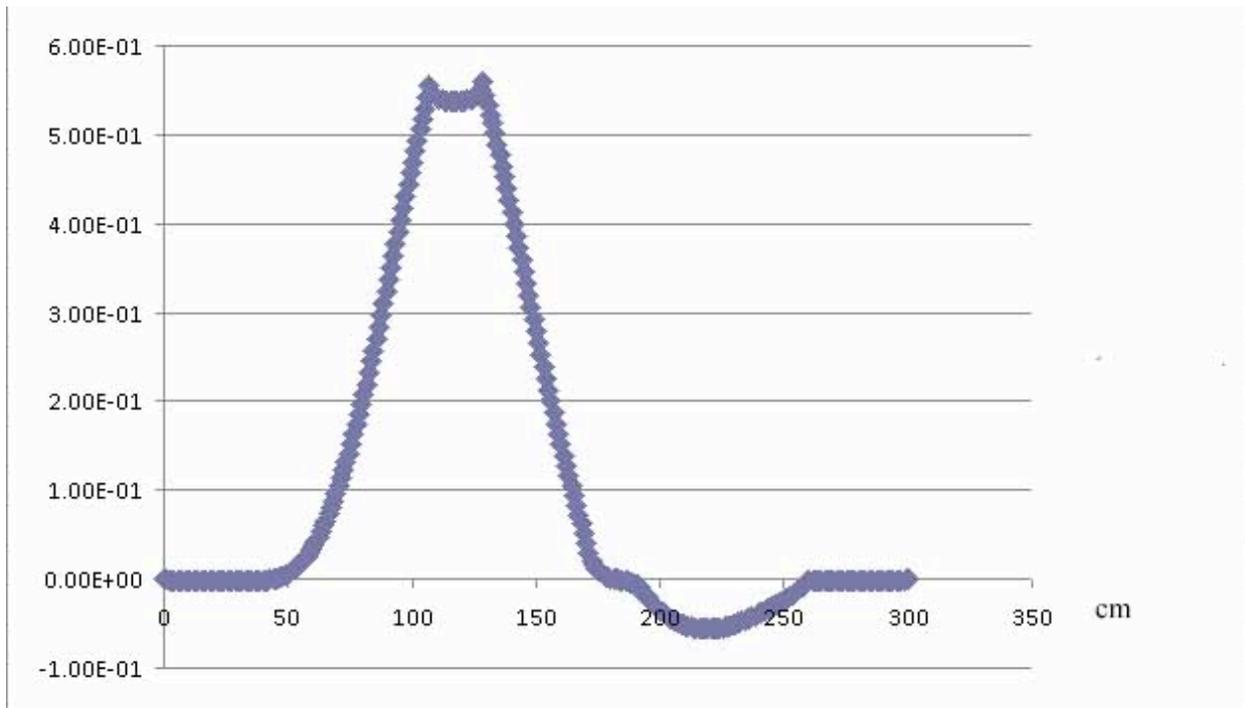


Fig. 3. Funzione ψ^* (totale) relativa al collettore 1 (traversa lungo l'asse x passante su di esso)

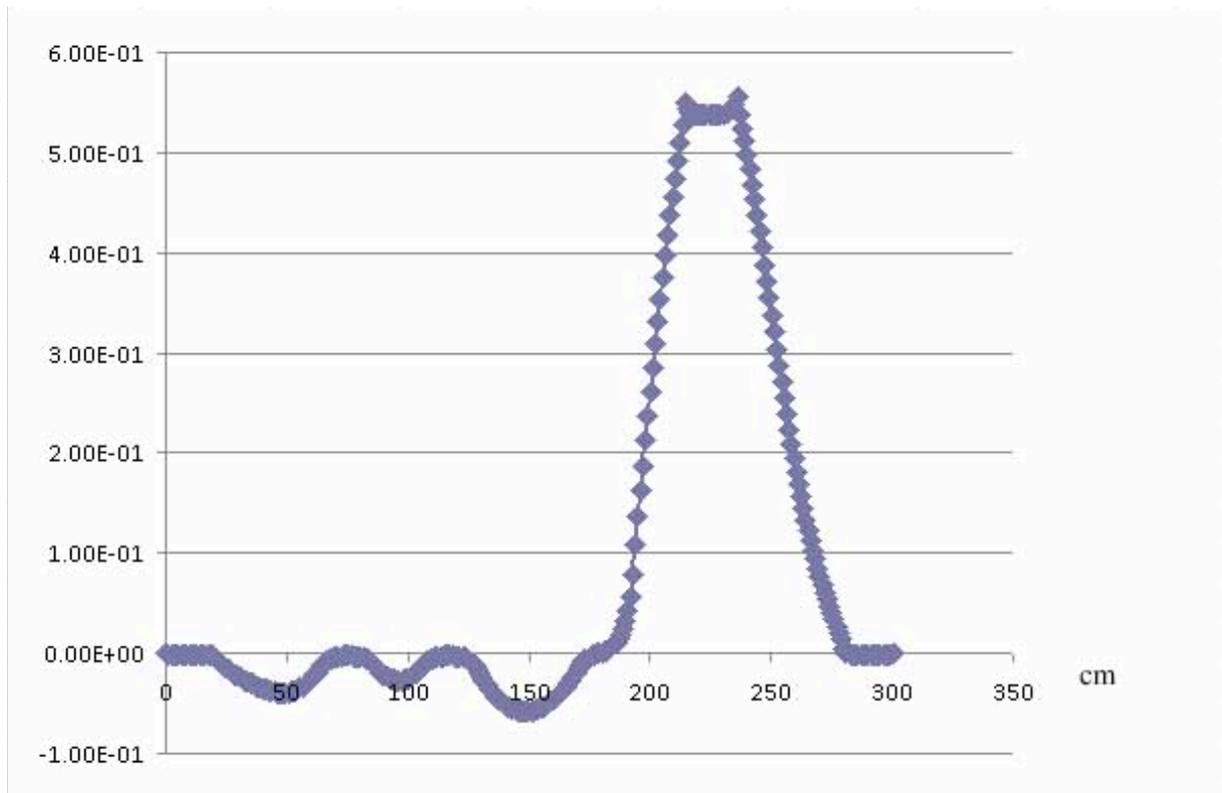


Fig. 4. Funzione ψ^* (totale) relativa al collettore 1 (traversa lungo l'asse y passante su di esso)

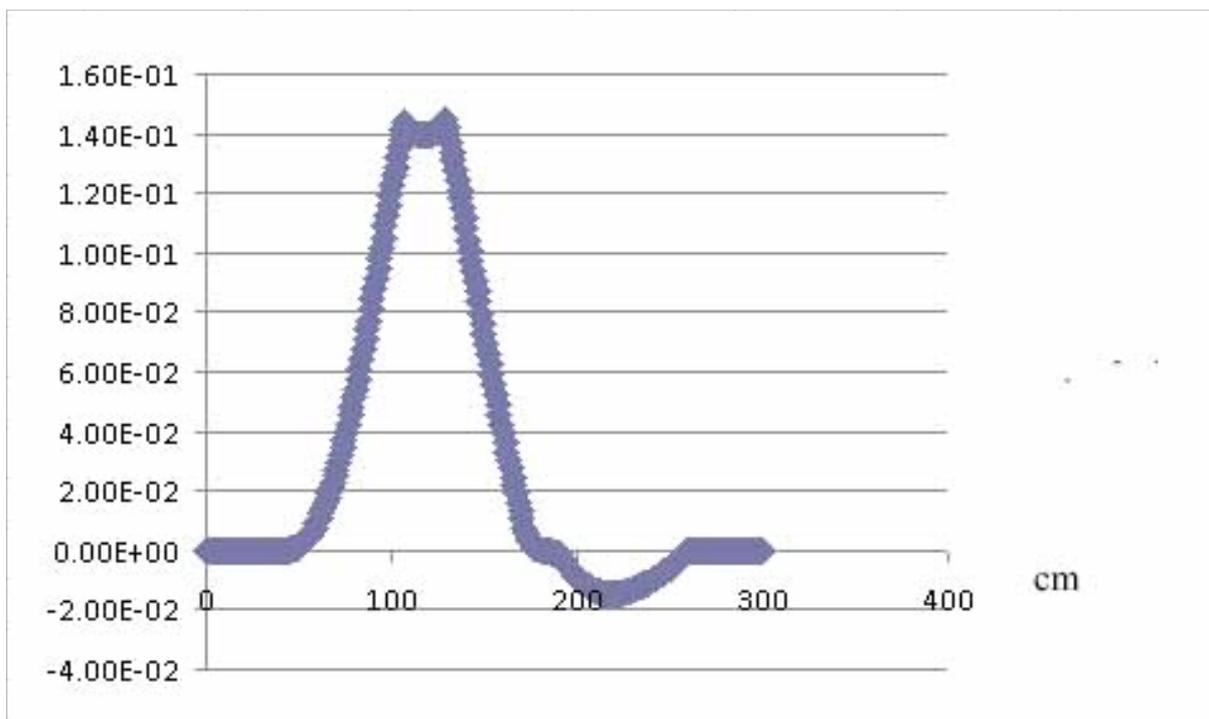


Fig. 5. Funzione ψ^* (1.3 Mev-67 Kev) relativa al collettore 1 (traversa lungo l'asse x passante su di esso)

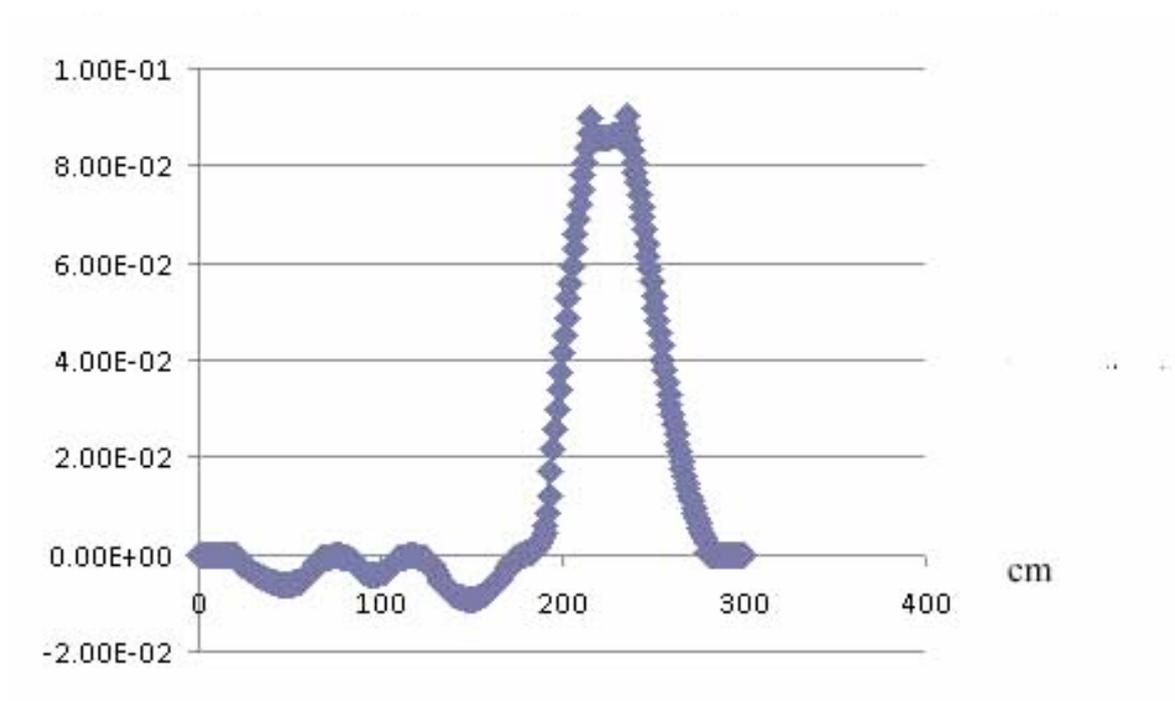


Fig. 6. Funzione ψ^* (1.3 Mev-67 Kev) relativa al collettore 1 (traversa lungo l'asse y passante su di esso)

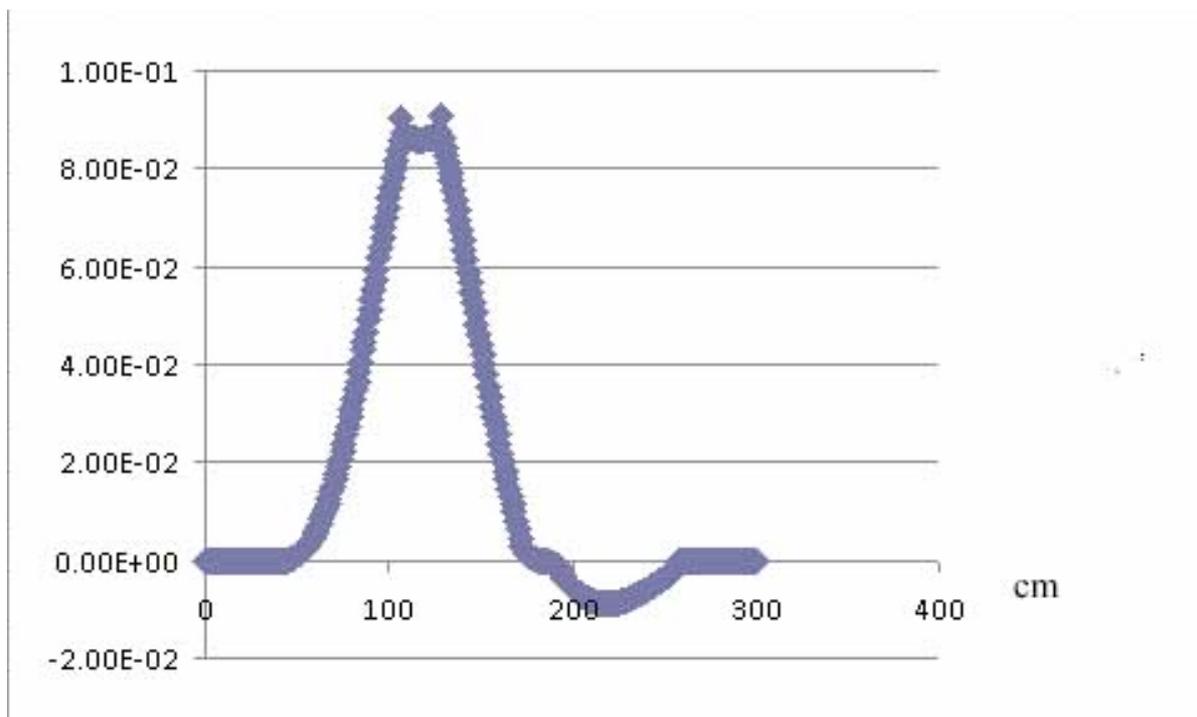


Fig. 7. Funzione ψ^* (al di sotto di 0.54 ev) relativa al collettore 1 (traversa lungo l'asse x passante su di esso)

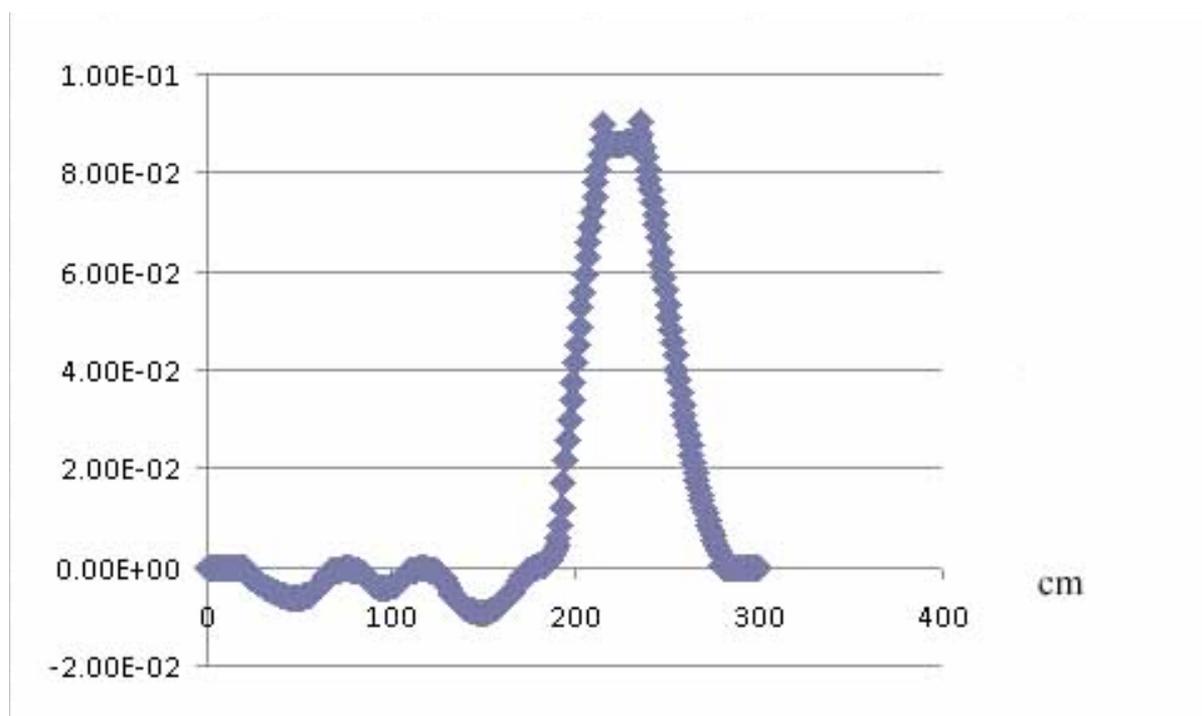


Fig. 8. Funzione ψ^* (al di sotto di 0.54 ev) relativa al collettore 1 (traversa lungo l'asse y passante su di esso)

10 Conclusioni

L'uso della metodologia GPT consente di costruire un sistema diagnostico 'on-line' di punto caldo che utilizza al meglio l'informazione disponibile in tempo reale ricavata dalle misure con i collettroni.

I calcoli da effettuare sono veloci. Una volta calcolate le funzioni importanza necessarie, la determinazione dei coefficienti di sensitività in relazione a qualsiasi posizione ipotetica di punto caldo consiste meramente in una serie di semplici operazioni algebriche.

La metodologia consente altresì di valutare la degradazione del sistema di rilevazione a seguito di possibili guasti dei collettroni, e di decidere quindi sul loro numero ottimale per un intero ciclo di vita del nocciolo e sulla loro migliore distribuzione.

Il numero di funzioni importanza da calcolare è rappresentato, nel caso più generale, dal prodotto del numero di posizioni radiali dei collettroni per quello delle loro posizioni assiali. Tale numero può essere ridotto se i collettroni sono disposti in posizioni omologhe, tali cioè da consentire di ottenere più funzioni importanza effettuando opportune rimappature attorno all'asse centrale e/o ribaltamenti assiali attorno al piano centrale di una stessa funzione.

La metodologia è stata implementata con il codice di calcolo neutronico ERANOS 2.1 nella modalità di calcolo GPT, che consente di ottenere i coefficienti di sensitività necessari. I risultati della prova di simulazione fatta prendendo in considerazione un reattore PWR di piccole dimensioni (MARS) hanno dimostrato la potenzialità della metodologia proposta..

Appendice. Metodi di inferenza statistica

Consideriamo un numero L di quantità integrali, o risposte, Q_ℓ relative ad uno dato sistema e un set di J parametri p_j soggetti a perturbazione. Assumiamo che in relazione a queste quantità Q_ℓ e parametri p_j siano disponibili corrispondenti valori sperimentali Q_ℓ^{ex} e valori sperimentali, o altrimenti coerentemente determinati, p_j^{ex} , assieme alle stime delle loro incertezze, eventualmente attraverso un matrice di dispersione assegnata.

Se Q_ℓ e p_j rappresentano valori veri, le quantità Q_ℓ possono essere espresse come funzioni dei parametri p_j , cioè

$$Q_\ell = Q_\ell(p_1, p_2, \dots, p_J). \quad (\text{A.1})$$

Se assumiamo un determinato set di valori $p_{o,j}$ prossimi a quelli veri p_j , possiamo espandere l'Eq. (A.1). Trascurando termini superiori al primo ordine, si avrà

$$Q_\ell = Q_\ell(p_{o,1}, p_{o,2}, \dots, p_{o,J}) + \sum_{j=1}^J \frac{dQ_\ell}{dp_j} (p_j - p_{o,j}) \quad . \quad (\text{A.2})$$

Le quantità Q_ℓ calcolate sulla base dei valori dei parametri $p_{o,j}$ saranno denotate Q_ℓ^{cal} , cioè

$$Q_\ell^{\text{cal}} \equiv Q_\ell(p_{o,1}, p_{o,2}, \dots, p_{o,J}) \quad (\ell = 1, 2, \dots, L) \quad (\text{A.3})$$

Definiamo le quantità

$$y_j = (p_j - p_{o,j}) \quad (j = 1, 2, \dots, J) \quad (\text{A.4})$$

$$y_{J+\ell} = (Q_\ell - Q_\ell^{\text{cal}}) \quad (\ell = 1, 2, \dots, L) \quad (\text{A.5})$$

$$s_{\ell,j} = \frac{\partial Q_{\ell}}{\partial p_j} \quad (\ell = 1,2,\dots,L; \quad j = 1,2,\dots,J) \quad (\text{A.6})$$

dove i coefficienti di sensitività $s_{\ell,j}$ sono calcolati attraverso i metodi GPT.

Introduciamo i vettori

$$\mathbf{y}_p = \begin{pmatrix} y_1 \\ \vdots \\ y_J \end{pmatrix}, \quad \mathbf{y}_Q = \begin{pmatrix} y_{J+1} \\ \vdots \\ y_{J+L} \end{pmatrix}, \quad \mathbf{y} = \begin{pmatrix} \mathbf{y}_p \\ \mathbf{y}_Q \end{pmatrix} \quad (\text{A.7})$$

e la matrice

$$\mathbf{W} = |\mathbf{S} - \mathbf{U}| \quad (\text{A.8})$$

dove \mathbf{U} è una matrice unitaria $L \times L$, mentre con \mathbf{S} indichiamo la matrice di sensitività

$$\mathbf{S} = \begin{pmatrix} s_{1,1} & s_{1,2} & \dots & s_{1,J} \\ s_{2,1} & s_{2,2} & \dots & s_{2,J} \\ \dots & \dots & \dots & \dots \\ s_{L,1} & s_{L,2} & \dots & s_{L,J} \end{pmatrix} \quad (\text{A.9})$$

L'equazione (A.2) potrà quindi scriversi nella forma vettoriale

$$\mathbf{W}\mathbf{y} = \mathbf{0} \quad (\text{A.10})$$

Con questo metodo ci si propone di ottenere la miglior stima dei parametri p sulla base dell'informazione sperimentale disponibile che possiamo definire associata alle quantità

$$y_j^{\text{ex}} = (p_j^{\text{ex}} - p_{o,j}) \quad (j=1,2,\dots,J)^6 \quad (\text{A.11})$$

⁶ I valori indicati con p_j^{ex} possono essere ottenuti sia in via sperimentale, sia attraverso modelli teorici, o altre ipotesi.

$$y_{J+\ell}^{\text{ex}} = (Q_\ell^{\text{ex}} - Q_\ell^{\text{cal}}) \quad (\ell = 1, 2, \dots, L) \quad (\text{A.12})$$

dove Q_ℓ^{ex} sono i valori integrali ottenuti sperimentalmente, mentre p_j^{ex} sono i valori, da cui i primi dipendono, che possono essere ottenuti sia sperimentalmente, sia attraverso modelli teorici, o altre ipotesi⁷.

Alle quantità Q_ℓ^{ex} e p_j^{ex} vengono generalmente associate stime di errori, o incertezze, rappresentate da matrici di dispersione (o di varianza/covarianza) C_Q e C_p , rispettivamente. Si potrà quindi scrivere la matrice di dispersione di entrambi le quantità:

$$Q = \begin{vmatrix} C_p & \mathbf{0} \\ \mathbf{0} & C_Q \end{vmatrix} \quad (\text{A.13})$$

in cui il generico elemento c_{ik} è il valore atteso:

$$c_{ik} = E \left[(y_i^{\text{ex}} - y_i)(y_k^{\text{ex}} - y_k) \right] \quad (\text{A.14})$$

La funzione di verosimiglianza per il vettore y sarà in questo caso definita dall'espressione

$$L(y | y^{\text{ex}}) = \frac{1}{(2\pi)^{(L+J)/2} \det C_y} \exp \left[-\frac{1}{2} (y^{\text{ex}} - y)^T C_y^{-1} (y^{\text{ex}} - y) \right]. \quad (\text{A.15})$$

Questa funzione risulta massima, e quindi corrispondente ai valori di y più probabili, se verrà scelto uno stimatore \tilde{y} di y tale che il prodotto

$$(y^{\text{ex}} - y)^T C_y^{-1} (y^{\text{ex}} - y) = \text{minimum} \quad (\text{A.16})$$

con i vincoli

$$W\tilde{y} = \mathbf{0} \quad (\text{A.17})$$

⁷ Nell'ambito del metodo di inferenza Bayesiana, le quantità p_j^{ex} vengono associate all'informazione cosiddetta 'a priori', mentre le quantità Q_ℓ^{ex} vengono generalmente associate a quella 'a posteriori'.

A.1. Metodo di riduzione mediante i moltiplicatori di Lagrange.

Il vettore $\tilde{\mathbf{y}}$, e quindi $\tilde{\mathbf{y}}_p$ ed $\tilde{\mathbf{y}}_Q$, possono essere ottenuti mediante il metodo dei moltiplicatori di Lagrange [10]. Si ottengono così le stime

$$\tilde{\mathbf{y}} = \mathbf{y}^{\text{ex}} + \mathbf{C}_p \mathbf{W}^T (\mathbf{W} \mathbf{C}_y \mathbf{W}^T)^{-1} \mathbf{W} \mathbf{y}^{\text{ex}} \quad (\text{A.18})$$

ed in particolare, per quanto riguarda le stime $\tilde{\mathbf{y}}_p$,

$$\tilde{\mathbf{y}}_p = \mathbf{y}_p^{\text{ex}} + \mathbf{C}_p \mathbf{S}^T (\mathbf{C}_Q + \mathbf{S} \mathbf{C}_p \mathbf{S}^T)^{-1} (\mathbf{y}_Q^{\text{ex}} - \mathbf{S} \mathbf{y}_p^{\text{ex}}). \quad (\text{A.19})$$

Se i valori di partenza che definiscono il vettore \mathbf{p}_0 sono assunti numericamente coincidenti con quelli che definiscono il vettore \mathbf{p}^{ex} , dalla (A.11) si ha $\mathbf{y}_p^{\text{ex}} = \mathbf{0}$ e quindi l'Eq. (A.19) si riduce a

$$\tilde{\mathbf{y}}_p = \mathbf{C}_p \mathbf{S}^T (\mathbf{C}_Q + \mathbf{S} \mathbf{C}_p \mathbf{S}^T)^{-1} \mathbf{y}_Q^{\text{ex}} \quad (\text{A.20})$$

La matrice di dispersione degli errori associati alle quantità $\tilde{\mathbf{y}}_p$ risulta infine

$$\tilde{\mathbf{C}}_p = \mathbf{C}_p + \mathbf{C}_p \mathbf{S}^T (\mathbf{C}_Q + \mathbf{S} \mathbf{C}_p \mathbf{S}^T)^{-1} \mathbf{S} \mathbf{C}_p. \quad (\text{A.21})$$

A.2. Metodo di riduzione per elementi

Nel metodo di riduzione mediante i moltiplicatori di Lagrange la matrice da invertire che compare nelle equazioni (A.20) e (A.21), cioè $(\mathbf{C}_Q + \mathbf{S} \mathbf{C}_p \mathbf{S}^T)$, ha le dimensioni date dal numero di quantità integrali, cioè $L \times L$. Nel caso in cui il numero delle quantità integrali, L , sia maggiore di quello dei parametri considerati conviene usare un metodo alternativo equivalente, detto metodo per elementi, [10]. Questo metodo deve essere in ogni caso usato quando la matrice di dispersione \mathbf{C}_p sia indefinita e quindi il suo inverso presenti delle singolarità. Secondo questo metodo l'espressione corrispondente alla (A.19) è la seguente

$$\tilde{\mathbf{y}}_p = (\mathbf{S}^T \mathbf{C}_Q^{-1} \mathbf{S} + \mathbf{C}_p^{-1})^{-1} (\mathbf{C}_p^{-1} \mathbf{y}_p^{\text{ex}} + \mathbf{S}^T \mathbf{C}_Q^{-1} \mathbf{y}_Q^{\text{ex}}) \quad (\text{A.22})$$

e nel caso in cui si possa assumere che $\mathbf{y}_p^{\text{ex}} = \mathbf{0}$,

$$\tilde{\mathbf{y}}_p = (\mathbf{S}^T \mathbf{C}_Q^{-1} \mathbf{S} + \mathbf{C}_p^{-1})^{-1} \mathbf{S}^T \mathbf{C}_Q^{-1} \mathbf{y}_Q^{\text{ex}} \quad (\text{A.23})$$

La matrice di dispersione degli errori associati alle quantità $\tilde{\mathbf{y}}_p$ risulta infine

$$\tilde{\mathbf{C}}_p^{-1} = \mathbf{C}_p^{-1} + \mathbf{S}^T \mathbf{C}_Q^{-1} \mathbf{S}. \quad (\text{A.24})$$

A.3. Applicazione del metodo di riduzione statistica per l'identificazione del punto caldo

Secondo il metodo descritto nei paragrafi precedenti per l'identificazione di eventuali punti caldi mediante dispositivi di misura in-core (collettroni), i parametri da considerare per render conto delle discrepanze tra valori calcolati (nominali) e misurati si riducono ad una sorgente locale esterna di neutroni con spettro di fissione, di intensità eguale a zero in condizioni (critiche) di funzionamento nominale. In caso di una perturbazione del sistema che induce la formazione di punto caldo, secondo la procedura di riduzione statistica sopra considerata tale sorgente assume un valore finito simulando in tal modo effetti sul flusso neutronico equivalenti a quelli dovuti a una ipotetica perturbazione locale del tasso di fissione. Con questa assunzione la matrice di dispersione \mathbf{C}_p si riduce ad uno scalare, c_p , e risulta indefinita, e quindi rappresentata da un valore singolare. Di conseguenza sarà $c_p^{-1} = 0$. Con questa ipotesi le (A.23) e (A.24) diventano:

$$\tilde{\mathbf{y}}_{p,1} \equiv \tilde{s} = (\mathbf{S}^T \mathbf{C}_Q^{-1} \mathbf{S})^{-1} \mathbf{S}^T \mathbf{C}_Q^{-1} \mathbf{y}_Q^{\text{ex}}. \quad (\text{A.25})$$

e

$$\tilde{\mathbf{c}}_p^{-1} = \mathbf{S}^T \mathbf{C}_Q^{-1} \mathbf{S}. \quad (\text{A.26})$$

In questo caso, trattandosi di un solo parametro, la matrice di sensitività \mathbf{S} diventa un vettore.

Da notare che, data la singolarità della matrice \mathbf{C}_p , non sarebbe in questo caso utilizzabile il metodo di riduzione attraverso i moltiplicatori di Lagrange.

Nel caso in cui sia si ritenga inoltre che i valori integrali possano essere rappresentati da una matrice diagonale con elementi tutti eguali ad uno stesso valore (c_Q), le (A.25) e la (A.26) possono scriversi

$$\tilde{\mathbf{s}} = (\mathbf{S}^T \mathbf{S})^{-1} \mathbf{S}^T \mathbf{y}_Q^{\text{ex}} . \quad (\text{A.27})$$

e

$$\tilde{\mathbf{c}}_p = c_Q (\mathbf{S}^T \mathbf{S})^{-1} . \quad (\text{A.28})$$

Si noti come una diminuzione del numero di quantità integrali utilizzabili (corrispondentemente nel nostro caso alla diminuzione di collettroni funzionanti a seguito del processo di degradazione) induca un numero di componenti della somma $(\mathbf{S}^T \mathbf{S})$ sempre più piccolo, riducendone quindi il valore e, di conseguenza, induca valori delle componenti (incertezze) della matrice di dispersione stimata (in questo caso ridotta ad uno scalare) sempre più grandi.

Referenze

1. J.L. Mourlevat, "Instrumentation interne des réacteurs", <http://www.techniques-ingenieur.fr/base-documentaire/energies-th4/genie-nucleaire-ti180/instrumentation-interne-des-reacteurs-bn3452/> (2001).
2. J.Kroon, "Self-powered neutron flux detector", <http://www.freepatentsonline.com/414010.html>, (1979).
3. A. Gandini, "Generalized Perturbation Theory (GPT) Methods. A Heuristic Approach", in *Advances in Nuclear Science and Technology*, Vol. 19, J. Lewins and M. Becker Eds., Plenum Publishing Corporation, New York, 1987.
4. Gandini, "Sensitivity Analysis of Subcritical Systems by the HGPT Methodology", *Annals of Nuclear Energy*, 24, 1241 (1997).
5. A. Gandini, "A Generalized Perturbation Method for Bi-linear Functionals of the Real and Adjoint Neutron Fluxes", *J. of Nuclear Energy*, 21, 755 (1967).
6. E.T., Jaynes, Information theory and statistical mechanics, *Phys.Rev.*, 106, 620, 1957 and 108, 171, 1957.
7. M. Cumo, A. Naviglio, L. Sorabella, "MARS, 600 MWth NUCLEAR POWER PLANT", ANES Symposium 2004, Miami, Oct. 2004.
8. G.Rimpault et al. "The ERANOS Code and Data System for Fast Reactor Neutronics Analyses", *Proc. Int. Conf. PHYSOR 2002*, Seoul, Korea, October 7-10, 2002..
9. A. Gandini, "Elements of Statistics and Event Analysis" in: *Safety Design Criteria for Industrial Plants*, M. Cumo and A. Naviglio Eds., CRC Press, Boca Raton, Florida, 1989.
10. A. Gandini, "Uncertainty Analysis and Experimental Data Transposition Methods Based on Perturbation Theory" in *Handbook of Uncertainty Analysis*, Y. Ronen Ed., CRC Press, Boca Raton, Florida, 1988