



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



Ministero dello Sviluppo Economico

RICERCA DI SISTEMA ELETTRICO

Caratterizzazione funzionali e tecniche dei futuri simulatori ingegneristici

M. D'Apice, G. Di Costanzo, C. Innarella, E. Negrenti, C. Parisi, M. Serra, A. Tripi, M. Cappelli, C. Lombardo, A. Cammi, S. Lorenzi, R. Ponciroli, R. D'Amato, F. D'Auria, M. Martinucci, N. Muellner, P. Tambasco, C. De Santis, F. Giannetti, A. Naviglio



CARATTERIZZAZIONE FUNZIONALI E TECNICHE DEI FUTURI SIMULATORI INGEGNERISTICI

M. D'Apice, G. Di Costanzo, C. Innarella, E. Negrenti, C. Parisi, M. Serra, A. Tripi, M. Cappelli, C. Lombardo, A. Cammi – ENEA, S. Lorenzi, R. Ponciroli – POLITO, R. D'Amato, F. D'Auria, M. Martinucci, N. Muellner, P. Tambasco – UNIPI, C. De Santis, F. Giannetti, A. Naviglio – UNIROMA

Settembre 2011

Report Ricerca di Sistema Elettrico

Accordo di Programma Ministero dello Sviluppo Economico – ENEA

Area: Governo, Gestione e sviluppo del sistema elettrico nazionale

Progetto: Nuovo nucleare da fissione: collaborazioni internazionali e sviluppo competenze in materia nucleare

Responsabile Progetto: Paride Meloni, ENEA

Titolo

**CARATTERISTICHE FUNZIONALI E TECNICHE
DEI FUTURI SIMULATORI INGEGNERISTICI**

Descrittori

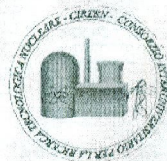
Tipologia del documento: Rapporto Tecnico

Collocazione contrattuale: Accordo di programma ENEA-MSE: tema di ricerca "Nuovo nucleare da fissione"

Argomenti trattati: Simulatori Ingegneristici, Impianti Nucleari, Modelli di Processo, Codici di Calcolo, Campi di Applicazione, Linee Evolutive, Prospettive futuri simulatori

Sommario :

E' stata condotta una analisi delle funzionalità e delle caratteristiche tecniche dei simulatori di ingegneria attuali e sono state delineate possibili linee evolutive per gli anni a venire. Sono stati presi in esame vari tipi di simulatori per reattori di potenza LWR (simulatore Westinghouse – GSE per AP1000, simulatori AREVA - IRSN per PWR francesi, simulatori WSC), per reattori di ricerca (TRIGA) e per reattori innovativi SMR (NuScale ed IRIS). Tale analisi ha permesso di valutare le funzionalità dei diversi sistemi, i principali componenti hardware e software, i codici di calcolo utilizzati e le prospettive di introduzione di elementi evolutivi di simulazione. Sono state identificate opportunità per la progettazione e realizzazione di simulatori per i reattori che più verosimilmente rappresenteranno il meglio dell'offerta industriale in un orizzonte di 5 – 10 anni. Il report è stato realizzato presso il Laboratorio 'Simulatori di Ingegneria' della UTFISST di ENEA, in collaborazione con le unità UTFISST-MEPING e UTFISSM-SICISIS e con CIRTEN (Politecnico di Milano, Università di Pisa ed Università di Roma).



Note : Autori

M. D'Apice, G. Di Costanzo, C. Innarella, E. Negrenti, C. Parisi, M. Serra, A. Tripi (ENEA-UTFISST-SIMING), M. Cappelli (ENEA-UTFISST-MEPING), C. Lombardo (ENEA-UTFISSM-SICISIS), A. Cammi, S. Lorenzi, R. Ponciroli (Politecnico di Milano), R. D'Amato, F. D'Auria, M. Martinucci, N. Muellner, P. Tambasco (Univ. Di Pisa), C. De Santis, F. Giannetti, A. Naviglio (Univ.

Copia n.

In carico a:

2			NOME			
			FIRMA			
1			NOME			
			FIRMA			
0	EMISSIONE	20.09.2011	NOME	M. D'Apice	P. Meloni	P. Meloni
			FIRMA	<i>M. D'Apice</i>	<i>P. Meloni</i>	<i>P. Meloni</i>
REV.	DESCRIZIONE	DATA		REDAZIONE	CONVALIDA	APPROVAZIONE



1. Introduzione	5
2. Simulatori di impianti nucleari	6
2.1. Simulatori di addestramento	6
2.2. Simulatori di Ingegneria	7
2.3. Simulatori educational.....	9
3. Esempi significativi di Simulatori di ingegneria.....	11
3.1. Il simulatore ES-1000 ENEA-Westinghouse.....	11
3.2. Sviluppo e finalità dei nuovi simulatori ingegneristici	13
3.3. I Simulatori Westinghouse – GSE	14
3.4. I simulatori degli impianti PWR francesi.....	19
3.4.1. Simulatore Areva (SOFIA)	20
3.4.2. Simulatori IRSN	22
3.4.3. Il rinnovamento del simulatore: da SIPA a SOFIA	26
3.5. Simulatori WSC.....	29
3.6. Simulatore del TRIGLAV sloveno.....	32
3.7. Descrizione del simulatore per reattore TRIGA in ottica “Object Oriented”	42
3.7.1. Modello del circuito secondario	45
3.8. Il simulatore del reattore nucleare TRIGA RC-1 dell’ENEA	49
3.8.1. Il reattore TRIGA RC-1 dell’ENEA	49
3.8.2. Il simulatore del reattore TRIGA RC-1	50
3.9. Simulatore NUSCALE	52
3.10. Simulatore IRIS (orientato al controllo)	57
3.11. Altri Simulatori di Ingegneria.....	59
3.11.1. CATHARE-SIMU	60
3.11.2. ORCHID®.....	63
3.11.3. ADAM.....	66
3.11.4. Web Based Simulator	70
3.11.5. Simulatori (orientati al controllo) di DEMO LFR e XADS	73
3.11.5.1. DEMO LFR	73
3.11.5.2. XADS.....	74
4. Macro Funzionalità tipiche dei Simulatori di Ingegneria	76
4.1. Supporto alla progettazione	76
4.1.1. Applicazioni di Supporto alla Progettazione	76
4.1.2. Il Simulatore a supporto della definizione della strategia di controllo.....	77
4.2. Verification & Validation di Componenti e Sistemi.....	77
4.3. Pre-addestramento per operatori ed istruttori.....	78
4.4. Sviluppo e verifica delle procedure operazionali e di emergenza	81
4.5. Supporto all’analisi di sicurezza	84
4.5.1. Modellazione dei fenomeni fisici dell’impianto	84
4.5.2. Modello di simulazione dei sistemi di sicurezza dell’impianto	85
4.5.3. Modello di simulazione dei sistemi di attuazione dell’impianto.....	85
4.5.4. Simulazione	86
4.5.5. Applicabilità per l’analisi di sicurezza	86
4.6. Attività di formazione relativamente all’impiego dei simulatori ingegneristici	86
4.6.1. Compiti per i quali è richiesto l’addestramento	87
4.6.2. Tipologie di simulatori e uso specifico.....	87
4.6.3. Simulatori ad uso didattico	90
4.7. Attività di dimostrazione	93

5. Architettura e componenti dei Simulatori di Ingegneria	94
5.1. Architetture di riferimento	94
5.2. Componenti hardware	98
5.3. Componenti e ambienti software	103
5.3.1. Ambiente di simulazione Orchid	103
5.3.2. Ambiente di simulazione JADE	109
5.3.3. Componenti software in ambiente Matlab e Matlab-like	113
5.4. Principali codici di calcolo e modelli di processo	115
5.4.1. I codici di neutronica: SIMULATE-3R, REMARK TM , SAPHIR e ERANOS	115
5.4.1.1. SIMULATE-3R Core Neutronic Model	115
5.4.1.2. REMARK TM Real Time Simulation Multi-Group Core Model	116
5.4.1.3. Il Sistema SAPHIR (CEA): i codici CRONOS2, APOLLO2 e FLICA4	117
5.4.1.4. Il codice ERANOS (European Reactor ANalysis Optimized System)	120
5.4.1.5. Simulatori Studsvik Scandpower TM	122
5.4.2. I codici avanzati di termoidraulica di sistema: RELAP5-3D, CATHARE	124
5.4.2.1. RELAP5-3D	124
5.4.2.2. Il codice francese CATHARE	127
5.4.3. Codici per il calcolo degli incidenti severi nei reattori nucleari	132
5.4.3.1. Il codice MELCOR	132
5.4.3.2. Il codice ASTEC V2	134
5.4.3.3. Il codice ICARE	136
5.4.3.4. Codice di Simulazione RELAP/SCDAPSIM	140
5.4.3.5. Simulazione dell'incidente di Fukushima con i codici RELAP/SCDAPSIM	142
5.4.4. Prodotti software per processi di interesse per lo sviluppo di simulatori	150
5.4.4.1. JTopmeret-TM JADE-TM Two-Phase Fluid Modeling Software	151
5.4.4.2. JElectric	153
5.4.4.3. JControl	154
6. Possibili linee evolutive dei simulatori di ingegneria	155
6.1. Modellistica Impatti su Ambiente e Territorio	155
6.2. Modellistica effetti Eventi Estremi su Impianti	156
6.3. Simulazioni su scala estrema	160
6.3.1. Trasporto neutronico	161
6.3.2. Termoidraulica	161
6.3.3. Combustibile nucleare	161
6.4. Simulazione di eventi avversi su base territoriale	162
6.5. Utilizzo in modalità 'Decision Support Tool'	164
6.6. Simulatori con approccio Object Oriented e con approccio Multifisico	166
6.6.1. Approccio Object Oriented	166
6.6.2. Approccio Multifisico	167
7. Conclusioni	169
7.1. Il lavoro svolto	169
7.2. Lo scenario internazionale	170
7.3. Verso quali simulatori ?	171
8. Bibliografia	174
9. Abbreviazioni ed Acronimi	176

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	NNFISS – LP2 - 057	0	L	5	181

1. Introduzione

Obiettivo primario dell'attività C1 è l'analisi delle caratteristiche tecniche e funzionali dei simulatori di ingegneria per reattori nucleari, con particolare riferimento a quelli raffreddati e moderati ad acqua.


Il presente rapporto descrive tale analisi partendo dalla caratterizzazione dei simulatori di ingegneria rispetto ai più noti simulatori di addestramento ed ai simulatori semplificati per uso su 'desktop' (oggetto delle attività del task C2 della stessa LP2).

Il cap. 3 descrive un set significativo di simulatori di ingegneria relativi ad impianti di diversa tipologia (di potenza, di ricerca, di nuova concezione). Tali simulatori rappresentano una significativa piattaforma di informazioni necessarie allo sviluppo dell'analisi ed alla individuazione di opportunità evolutive. Dal puzzle che ne deriva infatti è possibile definire un insieme di macro funzionalità (cap. 4) che in concreto rappresentano dei campi di applicazione per i simulatori di ingegneria: progettazione, verifica e validazione, pre-addestramento, sviluppo delle procedure di impianto, analisi di sicurezza, formazione e dimostrazione.

Il capitolo 5 descrive l'architettura ed i componenti dei simulatori in oggetto, con particolare riferimento ai principali modelli e moduli software utilizzati. Vengono considerati sia oggetti software di valenza generale che codici di calcolo di processo (ad es. codici di termoidraulica o di neutronica).

Nel capitolo successivo vengono descritte sinteticamente possibili linee evolutive per i simulatori di ingegneria, anche alla luce dei recenti eventi in Giappone. Si è qui fatto un primo sforzo 'progettuale' di definizione dei miglioramenti che potranno essere introdotti nei futuri simulatori sia per ampliarne e potenziarne le funzionalità oggi note, che – in particolare – per permetterne l'uso per attività oramai di attualità quali l'analisi degli impatti sul territorio e l'ambiente o la verifica della reazione dell'impianto ad eventi naturali estremi.

L'ultimo capitolo è dedicato alla individuazione delle caratteristiche desiderabili di possibili simulatori 'avanzati' da realizzare negli anni futuri tenendo conto della nuova situazione di prospettiva energetica a valle del referendum del Giugno 2011.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	NNFISS – LP2 - 057	0	L	6	181

2. Simulatori di impianti nucleari

In questo capitolo vengono fornite informazioni di vario tipo sugli attuali simulatori di impianto nucleare LWR secondo la usuale classificazione nelle tre tipologie di riferimento:

- *Full scope simulator*: dotati di repliche fedeli delle sale controllo degli impianti simulati, vengono utilizzati principalmente per l'addestramento degli operatori.
- *Engineering o compact simulator*: dotati di interfaccia video-grafica compatta che non riproduce esattamente la vera sala controllo, ma ne mantiene la completa operabilità, sono destinati prevalentemente ad analisi di processo e studi sulla sicurezza.
- *Educational simulators*: provvisti di limitate potenzialità, costituiscono un utile strumento a scopi didattici e dimostrativi.

2.1. Simulatori di addestramento

I simulatori di addestramento nascono in ambiti in cui la preparazione del personale assume una particolare importanza dal punto di vista della sicurezza. I primi esemplari vedono la luce in campo aeronautico dove evidentemente una manovra errata potrebbe avere conseguenze gravi sia per il pilota che per il velivolo. Nel settore nucleare l'addestramento tramite simulatori di impianto fa parte del percorso formativo del personale di centrale (operatori e supervisori), come ad esempio previsto dalla normativa vigente in Germania¹ e come anche indicato dalle linee guida della USNRC americana².

L'interfaccia di comando di un simulatore di addestramento deve riprodurre in modo fedele (full replica) l'aspetto della sala controllo reale dell'impianto. La recente evoluzione delle interfacce di sala controllo, al momento costituite essenzialmente da hardware standard (monitor LCD, tastiere, mouse etc.) rende tale riproduzione più semplice ed economica rispetto al passato.

¹ Claudia Quester, GRS - *Technical qualification of nuclear power plant personnel in Germany* – Eurosafe 8-9 Nov 2010, Köln

² U.S. Nuclear Regulatory Commission – Regulatory Guide 1.149, Rev.3 Oct 2001 - Nuclear Power Plant Simulation Facilities for Use in Operator Training and License Examinations



Fig. 2-1 Simulatore Westinghouse di sala controllo dell'impianto AP1000

I modelli di simulazione devono riprodurre in maniera altrettanto fedele il comportamento e la risposta dell'impianto alle azioni effettuate dagli operatori. A tal fine, tutto il sistema di simulazione deve essere certificato dagli organismi preposti (ad esempio, negli USA, la NRC³).

L'utilizzo dei simulatori di addestramento rende possibile non solo la formazione di operatori da avviare alla conduzione di impianti già in esercizio, ma si rende indispensabile per formare lo staff tecnico destinato all'avviamento di nuovi impianti. Al riguardo si può citare il caso di Westinghouse che già a metà 2010 ha avviato, su un simulatore *full scale*, un programma di pre-addestramento per gli istruttori di operatore da destinare ai nuovi impianti AP1000, all'epoca ancora in costruzione.

2.2. Simulatori di Ingegneria

A differenza di un simulatore *full scale*, che riproduce fedelmente e rigidamente la sala controllo dello specifico impianto simulato ed è essenzialmente finalizzato all'addestramento degli operatori, un simulatore ingegneristico (o *compact simulator*)

³ American National Standard (ANS) 3.5 - *NPP Simulators for Use in Operator Training and Examination* - Current version ANS 3.5 - 2009

costituisce uno strumento, certamente più flessibile, destinato a studi di tipo tecnico-impiantistico, controllistico e modellistico dei fenomeni implicati. Laddove venga rispettata, come solitamente avviene, la riproduzione dei fenomeni in tempo reale (real time), lo strumento può anche prestarsi al pre-addestramento degli operatori.

I primi simulatori ingegneristici, disponevano di una console che rappresentava una sintesi dei dispositivi presenti in una sala controllo reale. I sinottici di impianto come pure la strumentazione reale erano infatti sostituiti da rappresentazioni grafiche su schermi video e da un ridotto numero di azionamenti che, cambiando di volta in volta il componente o sistema da manovrare, consentivano comunque la completa operabilità dell'impianto simulato, almeno dal punto di vista funzionale.

D'altronde, le particolari modalità di rappresentazione delle informazioni e di interfacciamento con gli operatori, rendevano lo strumento potenzialmente indipendente dalla configurazione dell'impianto simulato. In altre parole, la possibilità di modificare l'interfaccia uomo macchina avrebbe consentito di adattare lo strumento, almeno in linea di principio, alla simulazione di impianti differenti, cosa evidentemente preclusa ad un simulatore full scale.

Il progredire della tecnologia informatica ha inciso profondamente sulle attività di sviluppo del software di simulazione e dell'interfaccia uomo macchina.

In effetti, per quanto attiene ai tools di sviluppo, attualmente sono disponibili sofisticati strumenti commerciali in grado di facilitare la realizzazione di modelli di sistemi/componenti di impianto e lo sviluppo di interfacce grafiche evolute. Tali disponibilità sollevano gli sviluppatori da un lavoro una volta pressoché artigianale, ed oltretutto di gestione complessa ed onerosa. All'epoca dei primi simulatori sviluppati in ENEA negli anni '80, ad esempio, la grafica dei sinottici di impianto veniva realizzata definendo puntualmente off-line i singoli elementi grafici ed i loro link con le variabili di processo. Al contrario, i tools di sviluppo odierni, del tutto automatizzati, oltre ad agevolare il lavoro riducono fortemente il rischio di errori. Va sottolineato comunque che questi tools sono in genere proprietari e non sempre disponibili a terzi.

Le interfacce uomo-macchina delle sale controllo dei moderni impianti nucleari risentono direttamente dell'evoluzione della computer graphics, per quanto attiene al software, e dell'adozione di schermi LCD (o tecnologia simile) di grandi dimensioni per ciò che riguarda l'hardware.

Le modalità operative sui simulatori hanno conseguentemente seguito la stessa evoluzione, al punto che le interfacce dei simulatori full replica e quelle dei simulatori ingegneristici hanno finito per assomigliarsi in maniera sostanziale.

A titolo di esempio, la Fig. 2-2 illustra un simulatore ingegneristico utilizzato dal RINPO (Research Institute of Nuclear Power Operation), l'unica organizzazione scientifica in territorio cinese dedicata alla ricerca ed ai servizi tecnici in ambito nucleare.



Fig. 2-2 Simulatore di ingegneria RINPO

2.3. Simulatori educational

Dato il rinnovato interesse a livello mondiale nella tecnologia nucleare, si è registrata una crescente domanda di professionisti qualificati nel settore nucleare, che a sua volta ha portato alla creazione di nuovi programmi di formazione ed aggiornamento in campo scientifico e tecnologico.

Naturalmente, l'accresciuto numero di iscrizioni nei corsi universitari di laurea in discipline nucleari ha contribuito ad una maggiore richiesta di docenti qualificati.

A riguardo l'Agenzia Internazionale dell'Energia Atomica (AIEA) ha stabilito un programma per lo sviluppo di simulatori (educational) basati su personal computer con l'intento di assistere gli Stati membri nella formazione del personale da impiegare nel settore nucleare.

A tale scopo, i simulatori educational sono stati sviluppati per esemplificare il funzionamento degli impianti a scopo prevalentemente didattico e dimostrativo. I modelli adottati sono sostanzialmente più semplici di quelli utilizzati in altre tipologie di simulatori e, per di più, non tutti i sistemi e componenti dell'impianto di riferimento sono effettivamente modellati. Pertanto tali simulatori sono strumenti di limitata operabilità e consentono solamente le manovre più significative previste nella conduzione di un impianto. Nondimeno permettono una visione di assieme delle dinamiche dei principali componenti e delle loro reciproche interazioni, sia dal punto di vista dei processi fisici coinvolti, che dell'evoluzione dei parametri, presentando l'andamento delle principali grandezze fisiche che intervengono nei processi. In genere, questi simulatori sono in grado di mostrare anche le dinamiche dell'impianto

in condizioni incidentali, incluse alcune tra le più severe, ma non consentono l'esecuzione delle reali procedure di 'recovery' come nei simulatori di addestramento o di tipo ingegneristico.

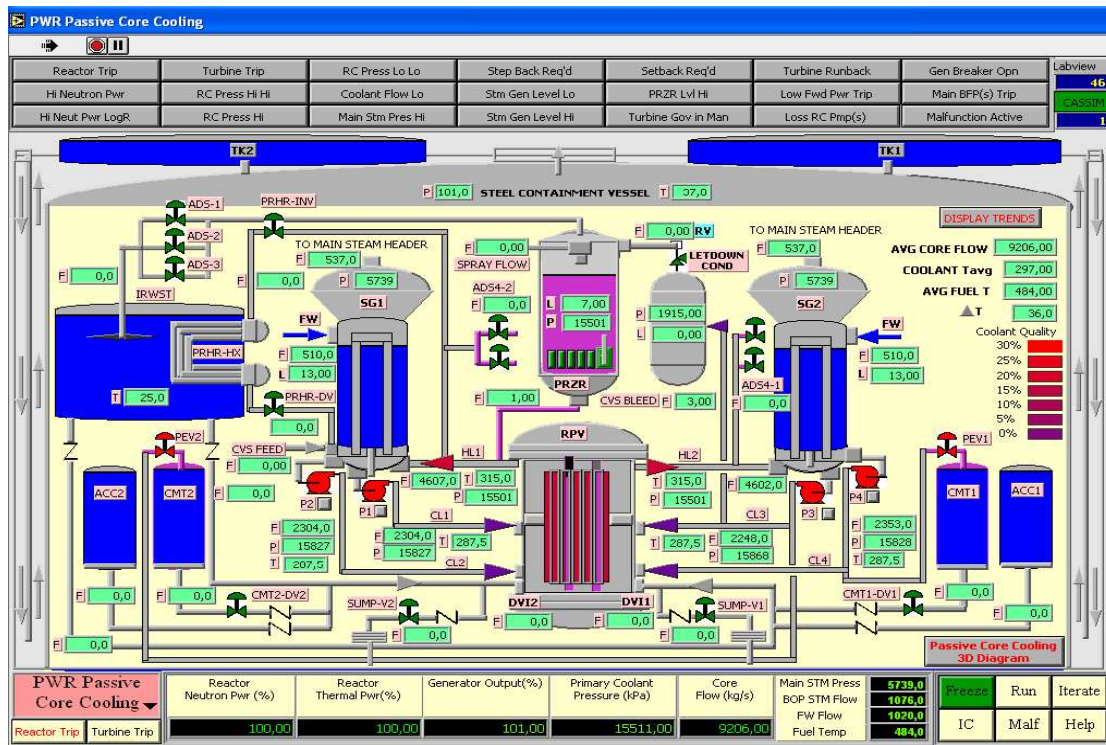



Fig. 2-3 Sinottico di un simulatore educational IAEA

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	NNFISS – LP2 - 057	0	L	11	181

3. Esempi significativi di Simulatori di ingegneria

3.1. Il simulatore ES-1000 ENEA-Westinghouse

Alla metà degli anni '70 l'impiego dell'energia nucleare a scopi civili entrò in una fase di maturità tecnica e commerciale. Nei primi anni '80 in Italia venne definito un Piano Energetico Nazionale (PEN) che prevedeva la realizzazione di un consistente numero di impianti nucleari PWR, di tecnologia Westinghouse americana, secondo un Progetto Unificato Nazionale (PUN) che potesse andar bene, con minime modifiche, per tutti i siti nazionali prescelti.

All'epoca vennero anche definiti i ruoli dei vari operatori, assegnando all'ENEL quello di Committente e Architetto Generale, all'ENEA quello di Autorità di Controllo (DISP), alle industrie costruttrici quello di fornitori di sistemi e di componenti e all'AGIP Nucleare quello di fornitore del combustibile.

In questo contesto, nella prima metà degli anni '80 l'ENEA decise di sviluppare un progetto per l'acquisizione di un simulatore ingegneristico di impianto nucleare PWR-PUN che permettesse di effettuare analisi di funzionamento/progetto per i nuovi impianti, di verificare il rispetto dei più stringenti requisiti di sicurezza richiesti per il PUN e di collaudare nuovi sistemi di controllo (IPCS: Integrated Protection & Control System).

Nell'ambito di un accordo ENEA-Westinghouse, il simulatore ES-1000 (Engineering Simulator 1000) venne sviluppato negli anni 1984-85 presso il centro Westinghouse ITTC (Instrumentation Technology & Training Center) di Monroeville (Pittsburg, PA, USA) e quindi installato nel C.R. ENEA-Casaccia (Roma) nel Maggio 1986.

Il progetto, del costo complessivo di circa 4 miliardi di Lit, venne realizzato a partire da un simulatore full scope pre-esistente dell'impianto nucleare PWR Westinghouse standard di Maanshan 1&2 (Taiwan), caratterizzato da 3 circuiti di refrigerazione e da una potenza di 2775 MWt (in linea con le specifiche del PUN). L'adattamento al PWR-PUN dei codici originari di calcolo sviluppati per il PWR-Maanshan venne avviato in Casaccia secondo un programma di personalizzazione, che dovette essere interrotto a fine 1987, quando era ormai prossimo al completamento, a seguito delle mutate condizioni decretate dall'esito del referendum popolare di quell'anno.

L'hardware del simulatore d'ingegneria ES-1000 era basato su un main system costituito da un computer SEL-GOULD CONCEPT 32/8750, interfacciato ai dispositivi esterni al computer tramite la struttura ad interrupt dell'hardware dedicato SELBUS e MP BUS, e da un sistema gemello SEL-GOULD CONCEPT 32/8705,


usato come spare system per lo sviluppo e messa a punto di nuovo software di simulazione.

Il simulatore era provvisto di una console di comando tramite la quale operatori e modellisti potevano operare l'impianto nucleare e controllare la simulazione usando display, tastiere, dispositivi di puntamento e dispositivi rappresentanti un componente generico della sala controllo dell'impianto reale. L'ambiente software era basato sul sistema operativo MPX32, fornito dalla SEL-GOULD, modificato e integrato da moduli specifici per ottenere la simulazione in tempo reale.

In pratica, dopo una fase di intensa attività, iniziata con le prove di accettazione e validazione, proseguita con studi su transitori incidentali e sullo sviluppo di modelli personalizzati al progetto PWR-PUN ed, infine, culminata con lo sviluppo di sistemi interfacciati per la supervisione degli allarmi, tutte le attività legate al simulatore vennero abbandonate verso la fine degli anni '80. Attorno al 2005 sono stati dismessi tutti i componenti H/W del simulatore con la sola eccezione della console di comando, tuttora presente nella sala calcolo dell'edificio C-59 della Casaccia.



Fig. 3-1 La console del simulatore ES-1000

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	NNFISS – LP2 - 057	0	L	13	181

3.2. Sviluppo e finalità dei nuovi simulatori ingegneristici

Le motivazioni che a suo tempo spinsero a sviluppare il simulatore ES-1000 si ripropongono, fundamentalmente inalterate, nel contesto di un qualsiasi programma attuale finalizzato all'impiego dell'energia nucleare. Oltre agli scopi precedentemente accennati per ES-1000, strettamente limitati all'ambito dell'impianto, l'evoluzione dei sistemi di calcolo consente oggi di affrontare problematiche relative a scenari incidentali che possano avere impatto sull'ambiente esterno al perimetro della centrale.

L'esperienza acquisita nello sviluppo del simulatore ES-1000 consente di avere una visione di insieme, tuttora valida, delle attività connesse alla definizione delle funzionalità di un simulatore. La stessa esperienza costituisce inoltre un solido punto di partenza per stabilire le linee guida da seguire per lo sviluppo di un simulatore.

Nel complesso, la realizzazione di un simulatore richiede, oggi come allora, la definizione preliminare dei seguenti punti:

- impianto di riferimento
- finalità del simulatore
- architettura software del simulatore
- scelta dei tools di sviluppo
- architettura hardware del simulatore
- interfaccia per la gestione del simulatore
- interfaccia uomo macchina per le operazioni di impianto

e l'esperienza maturata indica come necessaria la disponibilità di:

- dati costruttivi di impianto (P&ID, piping, ...)
- procedure operative (condizioni nominali ed incidentali)
- codici di calcolo certificati per la validazione dei modelli di simulazione a fronte di casi test
- personale abilitato per la verifica funzionale (H/W e S/W) del simulatore

In sintesi, i simulatori ingegneristici presentano oggi le seguenti caratteristiche fondamentali:

- modelli matematici dettagliati, eventualmente derivati da codici certificati per la verifica di progetto;

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	NNFISS – LP2 - 057	0	L	14	181

- possibilità di analisi parametrica sui modelli;
- visualizzazione e registrazione per via grafica e numerica dei dati relativi alle sequenze simulate per analisi sia in real time che off line;
- accessibilità diretta per via grafica (sugli schermi della console di comando) a tutte le variabili monitorate nella sala controllo reale;
- accessibilità, via S/W, a variabili ingegneristiche anche non accessibili direttamente da sala controllo o calcolate, come entalpie, concentrazioni, frazioni di vuoto, etc.;
- possibilità di collegamento, H/W e S/W, con apparati esterni (simulazione ibrida);

e consentono di:

- condurre analisi e verifiche di progetto per l'impianto di riferimento;
- riprodurre in tempo reale tutte le procedure operative, normali ed incidentali, dell'impianto;
- sperimentare sequenze di operazione, normali ed incidentali, alternative a quelle standard;
- studiare sequenze incidentali dovute a malfunzionamenti singoli o multipli di componenti e sistemi;
- fornire supporto decisionale nelle operazioni di impianto sia in condizioni normali (ottimizzazione) che incidentali (recovery);
- effettuare studi sull'interazione uomo-macchina;
- mettere a punto sistemi di monitoraggio degli allarmi (basati su alberi di guasto e analisi cognitiva delle funzioni vitali d'impianto);
- testare il comportamento di sistemi reali come, ad esempio, il DCS (Digital Control System);
- condurre programmi di pre-addestramento di operatori di impianto e formazione tecnico professionale;
- promuovere la divulgazione scientifica;
- fornire attività di supporto al progetto, verifica e validazione di componenti impiantistici innovativi;
- fornire attività di supporto all'Analisi di sicurezza;
- supportare la verifica e messa a punto di piani di intervento ambientale.

3.3. I Simulatori Westinghouse – GSE

Nel 1994, un gruppo di utility europee ha avviato, insieme a Westinghouse e al suo partner industriale ANSALDO, un programma designato EPP (European Passive

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	NNFISS – LP2 - 057	0	L	15	181

Plant) per valutare la possibile adozione anche in Europa di impianti nucleari a sicurezza passiva in corso di sviluppo da parte della Westinghouse.

La prima fase del programma, completata nel 1996, è consistita nella valutazione della rispondenza dei progetti Westinghouse AP600 (Advanced Passive NPP da 600 MWe) e SPWR (Simplified Pressurized Water Reactor, da 1000 MWe) alle esigenze ed alle normative europee, fornendo indicazioni sulle modifiche di progetto eventualmente necessarie. La seconda fase del programma (1997-8) ha visto la definizione di un progetto di massima per un impianto PWR da 1000 MWe, a sicurezza passiva con tre loop, molto simile al succitato SPWR per quanto riguardava i sistemi di contenimento primario e di sicurezza, e all'AP600 per quanto concerneva i sistemi ausiliari. Successivamente (1999-2001) il programma è stato focalizzato sulla verifica del progetto di riferimento, denominato EP1000, e sulla valutazione dei relativi costi.

In parallelo, a partire dal 1999 la Westinghouse, in risposta alle condizioni del mercato americano che imponevano una sostanziale competitività dei nuovi impianti nucleari con quelli convenzionali a gas, avviò uno studio di fattibilità per l'up-rate del progetto AP600 (a 2 loop). Per contenere i costi di licensing, il nuovo progetto, denominato AP1000 (per una potenza superiore a 1000 MWe), ha mantenuto la stessa configurazione generale di AP600 facendo uso, per quanto possibile, di componenti già collaudati e licenziati in precedenza, effettuando una opportuna operazione di scalatura. In tal modo è stato possibile riutilizzare gran parte della documentazione per la certificazione del progetto (DCD: Design Certification Document).

A questo punto, il gruppo delle utility europee ha deciso di adottare direttamente l'AP1000 come progetto di riferimento per un impianto a sicurezza passiva licenziabile secondo le normative europee, abbandonando il progetto specifico EP1000. In definitiva, il progetto AP1000 è stato adottato nei mercati europeo, americano ed asiatico, offrendo così i vantaggi economici derivanti da un singolo impianto standard in luogo di costosi progetti specifici.

A valle di tutto questo iter progettuale, Westinghouse ha proceduto a sviluppare un simulatore dell'impianto AP1000, avvalendosi della collaborazione della GSE.

La GSE è una società Statunitense, con sede a Baltimora (MD), che fornisce simulatori real time e sistemi di addestramento e supporto a diversi settori dell'industria, principalmente nei campi della chimica, della produzione di energia elettrica, dell'estrazione del gas e del petrolio. La società è attiva da circa 30 anni e può vantare oltre 250 installazioni distribuite a 100 clienti in più di 25 Paesi nel mondo. Per le applicazioni in campo nucleare, la GSE dispone di diversi tools

acquisiti o sviluppati in proprio per la modellistica termoidraulica e per la modellistica del nocciolo dei reattori. In particolare per la neutronica e la termoidraulica si avvale dei prodotti REMARK™ (Real-time Multi-group Advanced Reactor Kinetics Model) e THEATRe™ (Real-time Simulation Thermohydraulics Model) ed offre il codice ingegneristico RELAP5-HD™ per la simulazione in real time.

In ambito nucleare, la GSE ha inoltre al suo attivo la realizzazione di simulatori di impianti di vario tipo: BWR, VVER1000, RBMK, etc. Costruisce inoltre simulatori per impianti e sistemi industriali di vario genere (non nucleari).

Come già accennato, GSE è attualmente partner privilegiato della società Westinghouse per la realizzazione di simulatori dei futuri impianti nucleari ad acqua in pressione (PWR) Westinghouse AP1000. In tal senso, già nel 2005 venne firmato un accordo preliminare GSE/Westinghouse per lo sviluppo di simulatori di impianto AP1000.

Nel Settembre 2007 la Westinghouse ha ricevuto la commessa per la fornitura di 4 impianti AP1000 da installare nelle località cinesi di Sanmen e Haiyang da avviare negli anni 2013-2015. Contestualmente la GSE ha ottenuto la commessa per la fornitura di un simulatore di impianto AP1000 cinese da consegnare entro il 2012. Nella stessa data, la GSE ha annunciato di aver stipulato anche un contratto con l'Istituto di Ricerca Russa per l'operazione di impianti di potenza, per la fornitura di codici di calcolo termo-idraulici e di nocciolo per i PWR russi di nuova generazione VVER (modello AES-2006, 1200 MWe), dei quali è stata annunciata la costruzione di 18 unità entro il 2020.

Nell'Agosto 2009, è stato stipulato un ulteriore accordo tra GSE Systems, Inc. (GSE) e Westinghouse Electric Company (Westinghouse) per lo sviluppo di un simulatore di riferimento dell'impianto AP1000. Al momento Westinghouse prevedeva di costruire almeno 14 impianti PWR AP1000 nei prossimi anni per il mercato interno USA, ciascuno corredato del relativo simulatore fornito dalla GSE.

Le tre figure seguenti mostrano l'evoluzione dello sviluppo del simulatore AP1000 nell'ambito della collaborazione Westinghouse/GSE. La prima figura illustra una realizzazione di tipo ingegneristico sviluppata da GSE presumibilmente per una prima messa a punto dei modelli d'impianto AP1000 sulla base dei dati forniti da Westinghouse. La seconda è una versione prototipale di simulatore di sala controllo AP1000, pubblicizzata da Westinghouse in una brochure del 2007. La terza figura illustra infine il simulatore full scope della sala controllo AP1000 attualmente (2010) installato nel quartier generale della Westinghouse a Cranberry Township (PA, USA). Quest'ultima versione del simulatore riproduce fedelmente l'aspetto e le funzionalità

della sala controllo reale degli impianti AP1000 attualmente in costruzione nei siti cinesi di Sanmen e Haiyang.



Fig. 3-2 Simulatore AP1000 della GSE



Fig. 3-3 Simulatore AP1000 Westinghouse (2007)



Fig. 3-4 Simulatore full scope AP1000 Westinghouse (2010)

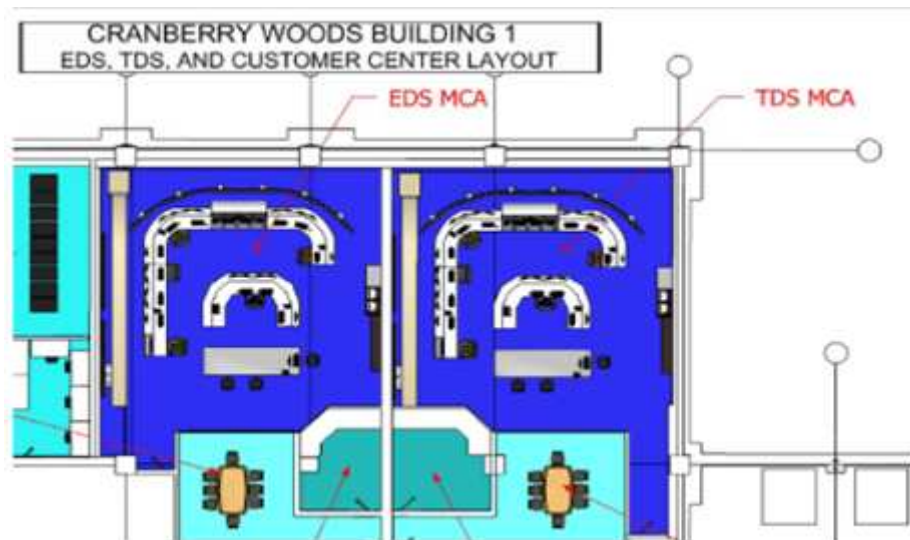


Fig. 3-5 Pianta delle sale controllo dei due simulatori AP1000 installati nel Quartier Generale Westinghouse

Come si vede dalla figura precedente, presso il quartier generale Westinghouse sono stati installati due simulatori gemelli: il primo (EDS) finalizzato allo sviluppo dei modelli di simulazione ed agli studi di interfaccia uomo-macchina ed il secondo (TDS) destinato invece all'addestramento degli operatori. Una prima fase di addestramento degli istruttori di operatori è stata avviata su questo simulatore a luglio 2010.

Sostanzialmente la sala controllo è costituita da:

- *Wall Panel Information System (WPIS)*: 16 schermi LCD di grandi dimensioni destinati al monitoraggio dell'impianto (12 frontali più 4 laterali, dei quali 2 di riserva in caso di guasto di uno dei frontali e 2 per monitoraggio/sorveglianza impianto tramite videocamere)
- *Console di Operazione (RO console)*: 6 postazioni disponibili, progettata per essere gestita da un solo operatore
- *Console di supervisione (SRO console)*: 2 postazioni disponibili, progettata per essere gestita da un solo supervisore

- *Primary Dedicated Safety Panel*: 4 schermi e 4 track-ball dedicati al monitoraggio ed all'operazione (S/W) di componenti safety/safety-related, interruttori fisici di comando per il controllo dell'Inventory dell'RCS
- *Secondary Dedicated Safety Panel*: interruttori fisici ridondanti per interventi in condizioni onerose d'impianto
- *Diverse Actuation System panel (DAS)*: dedicato al monitoraggio ed all'attuazione manuale dell'impianto in condizioni di emergenza
- *Sala Conferenze/Briefing*: dotata di grandi schermi LCD aggiuntivi

Ciascuna delle singole postazioni di lavoro (di operazione e supervisione) è dotata di due schermi LCD di normali dimensioni, tastiera e mouse per l'attuazione dei comandi del simulatore. In sala controllo sono presenti inoltre due terminali per la gestione H/W e S/W del sistema e 2 stampanti per ottenere copie cartacee dei dati/sinottici d'impianto.



Fig. 3-6 Cabinet di alloggiamento dei PC del simulatore full scope Westinghouse AP1000

Nella sala controllo del simulatore non è alloggiato nessuno dei PC che governa il sistema. Questi sono cablati tramite fibre ottiche e installati in appositi armadi (*cabinet*) in una camera separata. Un singolo PC gestisce un singolo LCD del WPIS (one to one logic) e ciascun *cabinet* dispone di un'alimentazione elettrica alternativa (gruppi di continuità). Su uno specifico PC è installato il S/W dell'intero simulatore. L'architettura H/W del sistema è illustrata in Fig. 5-2.

3.4. I simulatori degli impianti PWR francesi

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	NNFISS – LP2 - 057	0	L	20	181

3.4.1. Simulatore Areva (SOFIA)

Il simulatore ingegneristico SOFIA è un progetto sviluppato da AREVA NP in collaborazione con IRSN (Istituto di Radioprotezione et Sicurezza Nucleare francese, che fornisce il supporto tecnico all'autorità di sicurezza francese) e L3MAPPS (il fornitore anche per OL3 del simulatore di addestramento degli operatori e del simulatore ingegneristico).

I simulatori esistenti per i reattori di progettazione francese CP2 (900MWe, tre-loop), DPY (1.300 MWe, a quattro loop) e N4 (1.450 MWe, a quattro loop) sono stati adattati ai nuovi server PC con sistema operativo Windows all'interno dell'ambiente di simulazione Orchid®. Inoltre, al simulatore di SOFIA saranno aggiunte due versioni del Flamanville 3-base EPR™ simulazione. Una versione del simulatore EPR è sviluppata in real time, utilizzando come codice di termoidraulica L-3 MAPPS 'ANTHEM™', mentre l'altra versione non prevede l'utilizzo in real time e incorpora CATHARE4 come codice di termoidraulica.

Il simulatore SOFIA (precedentemente SIPA - simulateur post-accidentel) viene utilizzato per studi termo-idraulico, specialmente analisi probabilistica di sicurezza di livello due, formazione nel campo della fisica del reattore e del controllo, e la preparazione di scenari nazionali esercizio crisi.

L'esigenza è principalmente quello di formare gli ingegneri di AREVA ed i suoi partner all'interno del centro di formazione AREVA e sostenere gli studi di progettazione quali:

- Convalida delle procedure operative di incidenti e infortuni;
- Test di modelli di controllo del reattore;
- Valutare la fattibilità di modifiche dell'impianto.

Il simulatore di ingegneria sviluppato da AREVA è un simulatore in tempo reale. I simulatori in tempo reale mostrano in dettaglio:

- I fenomeni fisici che si verificano nell'impianto attraverso moduli di calcolo di cinetica neutronica e di termoidraulica;
- La strumentazione e controllo di risposta ai fenomeni di cui sopra e per l'operatore o comandi tirocinante.

⁴ CATHARE è un codice termo-idraulico per l'analisi di sicurezza degli impianti nucleari di potenza. Il software è il risultato di quasi tre decenni di cooperazione tra i tecnici del CEA, il gruppo elettrico francese EDF, AREVA e il IRSN. La versione del codice in uso per i simulatori è CATHARE 2, versione 2.5_1.

Il simulatore è quindi un ottimo strumento per rappresentare il funzionamento dell'impianto, che è importante per lo studio di particolari situazioni e la formazione del personale. Permette di studiare complesse sequenze incidentali, che richiedono una modellazione integrata dei vari sistemi, per valutare e validare le procedure operative normali ed in situazioni incidentali e convalidare la I & C accoppiato con un modello di processo completo. Questo è un simulatore in tempo reale.

Grazie allo sviluppo delle risorse informatiche è possibile utilizzare i modelli più accurati per simulare il comportamento dei sistemi dell'impianto nucleare. Inoltre, questo tipo di simulatori deve simulare un gruppo di sistemi complessi di lavoro in tempo reale.

Il simulatore SOFIA è un simulatore di nuova ingegneria, che sostituisce obsoleti hardware e software del simulatore di ingegneria pre-esistente. Il simulatore di ingegneria è stato messo in funzione nel 1985, in seguito è stato aggiornato nel 1995. I modelli esistenti sono:

- Impianto 3 loop 900 MWe;
- Impianto 4 loop 1300 MWe e 1450.

Il passo successivo è il nuovo modello EPR TM basato sul progetto di Flamanville 3.

L'utilizzo del nuovo simulatore comporta molti vantaggi. In primis una interfaccia user-friendly, che utilizza supporti come mouse, schermi LCD, immagini statiche e dinamiche, ecc.

Con questo simulatore vi è una grande quantità di informazioni disponibili, non solo dai sensori dell'impianto, ma anche dai modelli (flussi di potenza, frazioni vuoto, temperatura del combustibile, ecc), che possono essere facilmente visualizzati su grafici dinamici per una conoscenza immediata delle condizioni operative della centrale nucleare.

C'è anche una maggiore flessibilità in termini di sostituzione di modelli e modifica dei parametri grazie ad una architettura informatica aggiornata. La I & C (Instrumentation and Control) è simulata, con funzioni facili da controllare e modificare. La struttura modulare è un vantaggio per l'aggiornamento e la sostituzione di modelli di simulazione.

Inoltre il simulatore si presenta in due diverse modalità:

- In tempo reale, l'evoluzione dei transitori rispecchia le tempistiche di intervento per la formazione degli operatori dell'impianto su un simulatore completo;
- in modalità ingegneristica è possibile utilizzare modelli che occupano maggiori risorse di calcolo per ottenere risultati più accurati in fase progettuale o di verifica di particolari sequenze.



IRSN's SIPA Simulator with DPY (1,300 MWe, 4-loop) configuration

Fig. 3-7 Simulatore SIPA dell'IRSN in configurazione per un PWR a 4 loop da 1300 MWe

3.4.2. Simulatori IRSN

L'IRSN (Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire) possiede sin dai primi anni Novanta un simulatore in grado di riprodurre il comportamento di un reattore ad acqua in pressione (Pressurized Water Reactor) sia in condizioni normali, che incidentali o accidentali. Esso consente ad IRSN di effettuare studi nell'ambito della sua missione, di migliorare la valutazione della affidabilità degli impianti dell'attuale parco francese, di preparare esercizi di crisi e di formare i suoi dipendenti e personale esterno.

La prima versione di tale simulatore, SIPA (Simulateur Post-Accidentel), è operativa presso IRSN fin dal 1992 ed è utilizzato per studi termoidraulici, soprattutto per PSA (Probabilistic Safety Assessment) di livello 2, per la formazione nel campo della fisica e del controllo del reattore e la preparazione di scenari nazionali di crisi. La nuova versione del simulatore, SOFIA (Simulator for Observation of Functioning during Incident and Accident), che progressivamente ingloberà i differenti tipi di reattori nucleari in funzione in Francia, dovrà sostituire il vecchio simulatore SIPA. La Fig. 3-8 riporta le differenti configurazioni del simulatore installate in IRSN compatibilmente con gli sviluppi dei tools informatici a disposizione e con la potenza degli impianti realmente installati sul territorio francese.

	SIPAZ SIMULATOR	SCAR SIMULATOR	RENOVATED SIMULATOR	
Reactor power in MWe	900 - 1300	900	900 - 1300 - 1450	
Thermal-hydraulic code	CATHARE-SIMU	CATHARE 2	TRACAS+	CATHARE 2
Simulation accuracy	about 200 meshes	870 meshes	about 300 meshes	from 800 to 1000 meshes
Real time simulation ?	yes + accelerated	yes except in case of large break on the circuit	yes + accelerated	yes except in case of large break on the circuit
Possible simulation from 100% nominal power to:	cold shutdown (closed primary circuit)	cold shutdown for maintenance (open primary circuit)	cold shutdown (closed primary circuit)	cold shutdown for maintenance (open primary circuit)
Put into service in:	1992	2002	2006-2008	2009-2010

Fig. 3-8 Differenti configurazioni del simulatore

Il simulatore permette di rappresentare il funzionamento di un reattore ad acqua pressurizzata partendo da condizioni di arresto fino a piena potenza. L'ambito di simulazione comprende diversi fenomeni fisici fino a prendere in considerazione l'eventuale danneggiamento del combustibile cioè fino a temperatura di guaina di circa 1200 °C (condizioni operative incidentali).

I circuiti primari e secondari del reattore, che permettono di rimuovere la potenza termica generata dal core, sono schematizzati tramite l'impiego di un codice di calcolo termo-idraulico (CATHARE, CATHARE-SIMU, TRACAS).

Il simulatore consente inoltre di descrivere:

- le caratteristiche dei fluidi primari e secondari;
- i sistemi di controllo e la strumentazione di misura;
- i sistemi di protezione e di sicurezza, una parte della distribuzione di energia elettrica;
- il contenimento;
- il comportamento neutronico del core.

La Fig. 3-9 mostra una schematizzazione della nodalizzazione dei circuiti primario e secondario su cui, in ogni momento e per ogni componente, l'operatore può leggere i valori calcolati delle variabili di interesse. Durante la simulazione, l'utente conosce dunque istante per istante lo stato termoidraulico del circuito ponendo il puntatore del mouse su una maglia.

L'interfaccia user-friendly del simulatore, mostrata nelle Fig. 3-10 e Fig. 3-11, permette all'utente di intervenire direttamente sullo stato di avanzamento della simulazione per generare guasti o azioni dell'operatore.

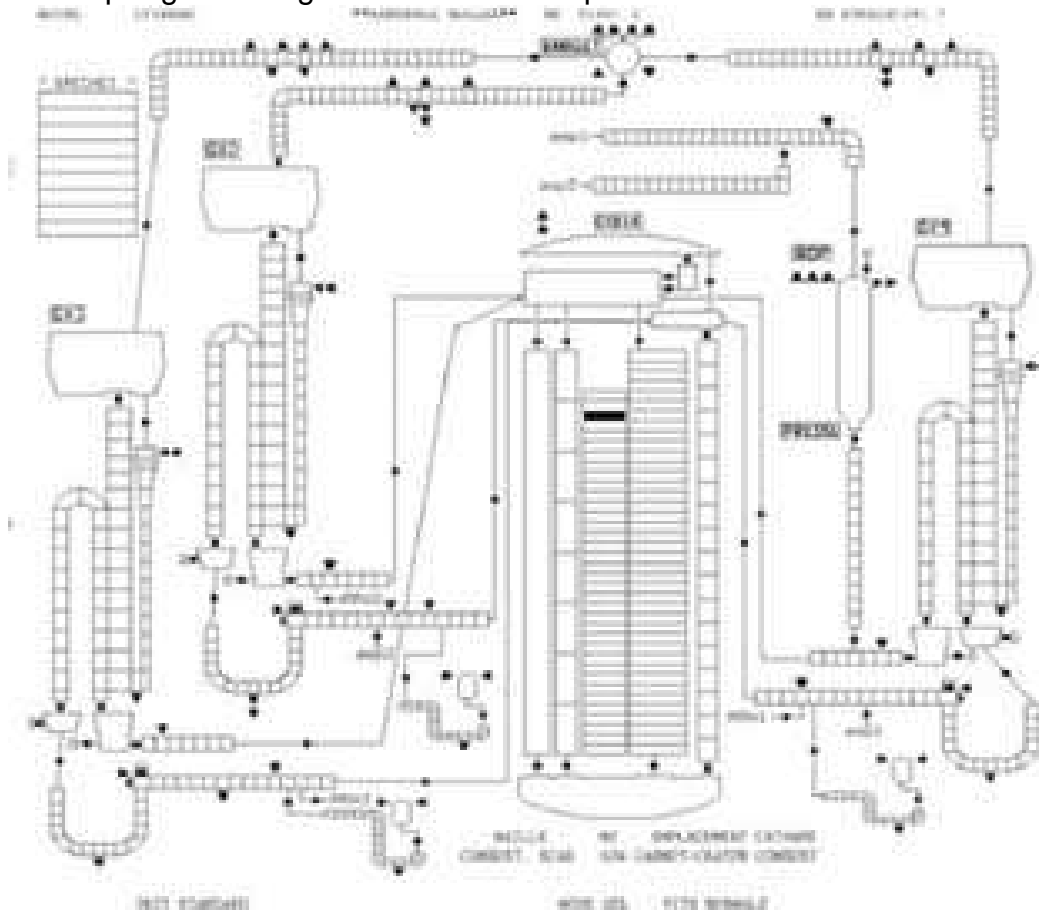


Fig. 3-9 Nodalizzazione di un PWR da 900 MWe



Fig. 3-10 Postazione di lavoro del simulatore SOFIA



Fig. 3-11 Rappresentazione schematica di un PWR da 900 MWe

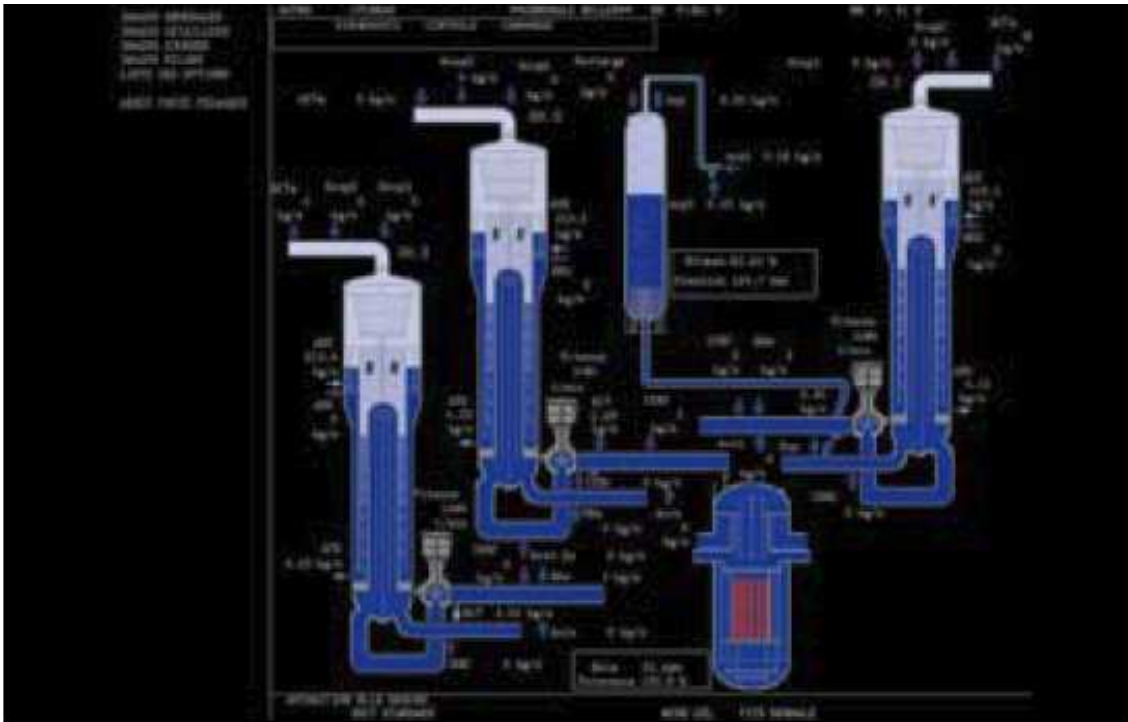


Fig. 3-12 Funzionamento normale di un PWR da 900 MWe

La Fig. 3-12 mostra un'immagine di insieme di un PWR 3 loop da 900 MWe: in essa possono distinguersi in blu scuro il liquido in condizioni sotto-raffreddate e in grigio chiaro il vapore.

3.4.3. Il rinnovamento del simulatore: da SIPA a SOFIA

Al fine di ridurre i costi di manutenzione del vecchio simulatore SIPA e di adeguarlo alla nuova tecnologia informatica, IRSN e AREVA NP nel 2005 hanno siglato un accordo di cooperazione con lo scopo di rinnovare interamente i simulatori in loro possesso. La prima parte di questo progetto è stata realizzata in tre stadi successivi: nell'agosto del 2006 gli impianti PWR da 900 MWe sono stati integrati nel SOFIA, nel settembre del 2007 sono stati integrati gli impianti da 1300 MWe e nel settembre del 2008 sono stati integrati gli impianti da 1450 MWe. La seconda parte del progetto prevede l'integrazione del codice di calcolo termoidraulico CATHARE ed ha preso avvio nella seconda metà del 2008. La sua conclusione è prevista per la fine del 2011.

Tale integrazione ha come obiettivo il miglioramento dei modelli fisici implementati all'interno del simulatore per la risoluzione dei processi che riguardano la termoidraulica. In particolare, l'introduzione del codice di sistema CATHARE porterebbe un miglioramento notevole in termini di affidabilità dei modelli.

CATHARE (Code for Analysis of THERmalhydraulicsduring an Accident of Reactor and safety Evaluation) è un codice di sistema messo a punto per le analisi di

sicurezza dei reattori PWR ed è utilizzato per supportare il processo di “licensing” degli impianti nucleari della filiera francese (N4, EPR). In particolare, il codice CATHARE2, nato nel 1979 [1], è il risultato di una collaborazione tra il CEA (Commissariat à l'Énergie Atomique), l'IRSN (Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire), EDF (Électricité de France) e AREVA NP.

Lo sviluppo e la manutenzione del codice sono sotto la responsabilità del CEA. Contrariamente alla versione originale che era eseguibile solo in modalità batch, la versione aggiornata può essere impiegata in simulatori in tempo reale. Per ottenere ciò, sono state modificate le interfacce di connessione per la strumentazione e controllo e per i sottosistemi termoidraulici e neutronici, ed è stata implementata la parallelizzazione su multiprocessore con possibilità di recupero delle condizioni iniziali.

Il codice CATHARE è in continuo sviluppo: ogni insieme di modelli fisici che viene di volta in volta implementato è detto revisione. La versione più recente V2.5_2 del codice CATHARE 2 è anche provvista di nuovi moduli adatti per i reattori a gas (High Temperature Reactor HTR, Gas Turbine Modular Helium Reactor "GT MHR"), per la simulazione di turbine a gas o compressori, per la rappresentazione dell'edificio di contenimento e della sua interazione con il circuito primario, etc.

Il primo simulatore di IRSN del 1992 era basato sul codice di sistema CATHARE-SIMU. Tale simulatore, detto SIPA2, era in grado di simulare i reattori del parco nucleare francese di 900 e 1300 MWe con una precisione di circa 200 meshes in real-time (con possibilità di simulare in tempo accelerato). Esso è in grado di simulare un vasto range di stati, dal 100% della potenza nominale al coldshutdown. Nel 2002, è stato introdotto un nuovo codice di sistema, il CATHARE 2, per modellizzare la configurazione 900 MW. Il nuovo simulatore, chiamato SCAR, raggiunge un'accuratezza di 870 meshes in condizioni real-time (tranne nel caso di large break). Anche in tal caso la simulazione consente di passare dallo stato al 100% di potenza nominale fino al coldshutdown per manutenzione.

Il simulatore attuale SOFIA è stato progressivamente implementato per i differenti tipi di reattore operativi in Francia (900, 1300 e 1450 MWe), mentre si sta ultimando l'implementazione della configurazione dell'EPR, il nuovo reattore francese di AREVA in fase di costruzione a Flamanville.

Tale progetto di rinnovamento, la cui ultimazione è prevista per la fine del 2011, è stata divisa in due fasi: nella prima fase, come codice di sistema è stato impiegato TRACAS+ (circa 300 meshes). La simulazione è possibile in modalità tempo-reale e tempo-accelerato. È possibile effettuare simulazioni dallo stato di massima potenza nominale al coldshutdown. A partire dal 2009, TRACAS+ è stato sostituito da CATHARE 2, che ha consentito un miglioramento dell'accuratezza di simulazione da 800 a 1000 meshes, con la possibilità di modellizzare i sistemi di raffreddamento primario e secondario, tre tipi di gas non condensabili (H₂, O₂, N₂), l'attività di Boro, Iodio-131 e Azoto-16.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	NNFISS – LP2 - 057	0	L	28	181

Dal punto di vista software, SOFIA è stato sviluppato in collaborazione con L-3 COMMUNICATIONS MAPPS, una software company canadese che ha operato la migrazione delle configurazioni e dei modelli di simulazione relativi ai reattori dell'attuale parco francese CP2 (900 MWe, 3-loop), DPY (1,300 MWe, 4-loop) e N4 (1,450 MWe, 4-loop), già sviluppati su tecnologia UNIX, nella nuova piattaforma WINDOWS che sfrutta l'ambiente di simulazione OrchidME.

Integrando il codice di sistema CATHARE nell'ambiente di simulazione OrchidME è possibile generare un programma eseguibile che si collega al database comune, permettendo così di connettere le interfacce con i modelli del simulatore, sincronizzare l'esecuzione di ogni interazione e la gestione di funzioni specifiche (e.g. load/unload, freeze/unfreeze, store/restore). Ad ogni time step, il programma di controllo gestisce la chiamata alle funzioni specifiche (subroutine) e al codice CATHARE. Per consentire una gestione efficace del database comune e l'implementazione del CATHARE all'interno dell'ambiente di simulazione di L-3 MAPPS, sono state necessarie delle lievi modifiche software al codice CATHARE standard. La versione del codice sviluppata per il simulatore SOFIA è la 9.1, implementata in CATHARE 2 V2.5_1, disponibile alla distribuzione per i soli partner francesi (Fig. 3-13).

Il simulatore SOFIA impiega un sistema hardware di 8-CPU: 6 dedicate alla simulazione CATHARE, 1 per gli eseguibili L-3 MAPPS e 1 per lo Human-Machine Interface. Questo set-up consente di gestire tutti i transitori in tempo reale.

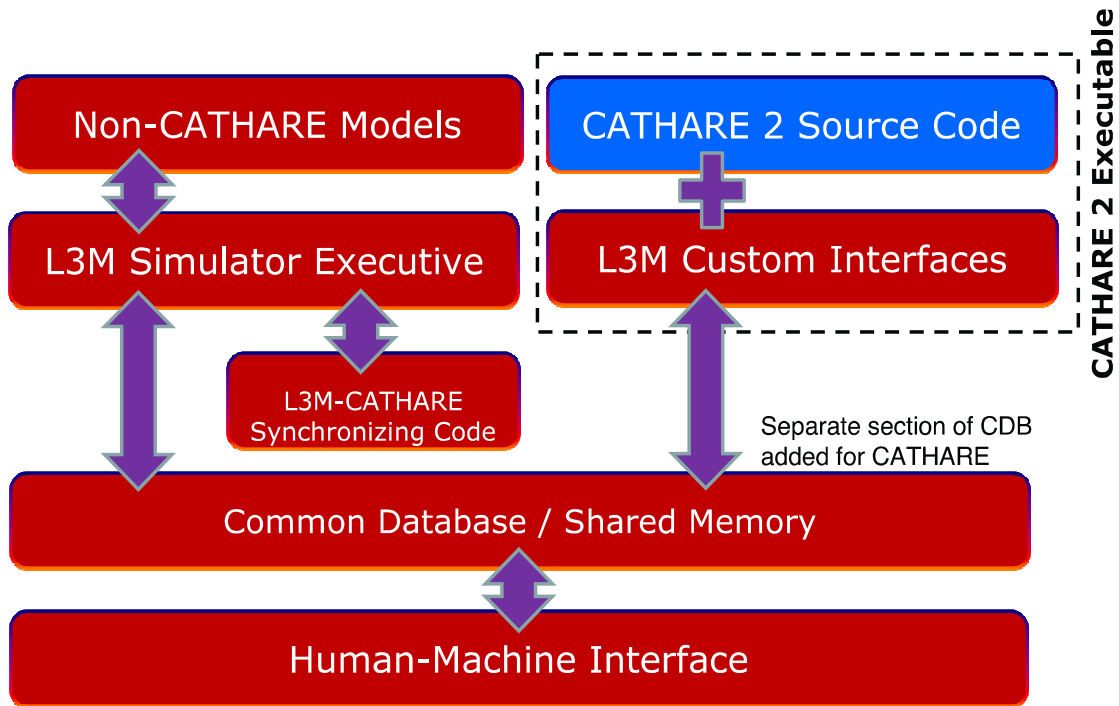


Fig. 3-13 Descrizione del simulatore (integrazione di CATHARE 2)

SOFIA può svolgere simulazioni in condizioni normali di funzionamento e in condizioni incidentali/accidentali: start-up & shutdown, load following, house load, loss of power, loss of heat sink, loss of feedwater systems, primary & secondary circuit breaks, 100% power to cold shutdown states for maintenance (primary circuit opened), accident up to cladding temperature $\sim 2200^{\circ}\text{F}$ ($\sim 1200^{\circ}\text{C}$).

È inoltre possibile simulare, oltre a tutti i sistemi dell'isola nucleare, anche quelli dell'isola convenzionale: integrazione tra neutronica e processi termoidraulici, strumentazione e controllo per l'operatività e la sicurezza, distribuzione elettrica, edificio di contenimento.

3.5. Simulatori WSC

L'architettura dei simulatori WSC è basata sull'integrazione del codice di sistema RELAP5-3D©, opportunamente modificato e rinominato 3KEYRELAP5-RT™. Contestualmente al nuovo codice, WSC ha sviluppato anche l'ambiente di simulazione software 3KEYMASTER™, nel quale 3KEYRELAP5-RT™ ed i programmi ancillari vengono eseguiti. Lo schema dell'architettura software di un simulatore WSC è riportata in Fig. 3-14.

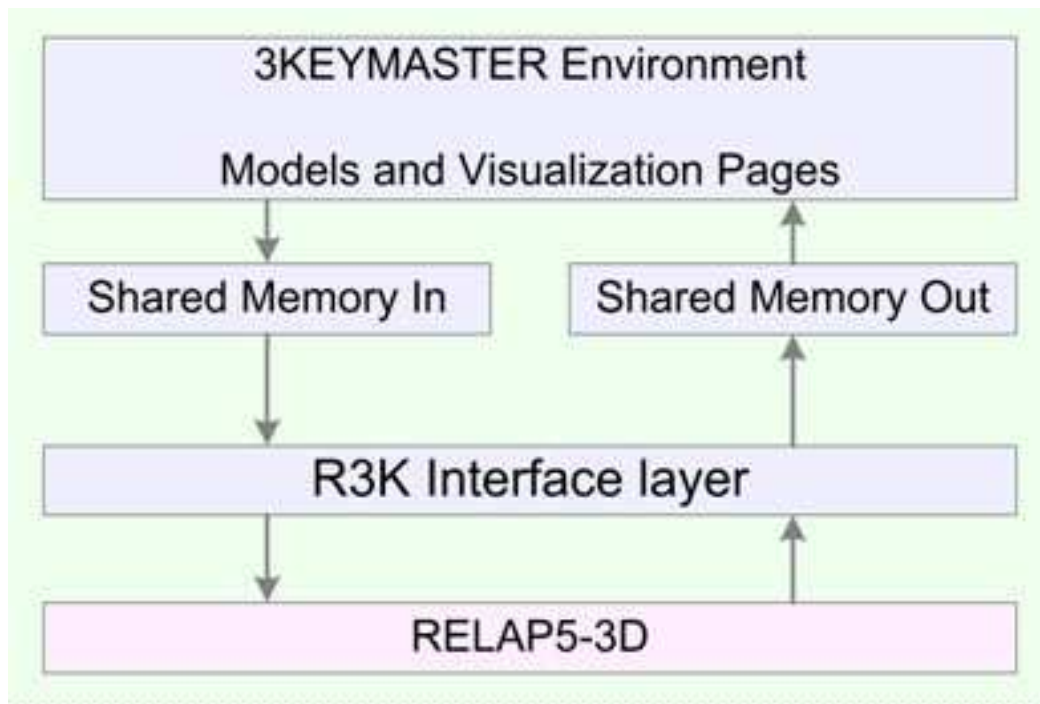


Fig. 3-14 Schema dell'architettura software dell' WSC 3KEYMASTER™

Il 3KEYRELAP5-RT™ è eseguito come un oggetto dell'ambiente di simulazione 3KEYMASTER™ che, come già ricordato, può includere anche altri codici e programmi ancillari. Le capacità originali del RELAP5-3D© sono conservate, ovvero: la soluzione delle 6 equazioni di conservazione della massa, energia e momento per un fluido bifase, il trasporto di non condensabili e la soluzione tridimensionale di equazioni a due gruppi di diffusione neutronica.

Le principali caratteristiche introdotte nel 3KEYRELAP5-RT™ vengono qui riportate:

- Capacità del codice di eseguire simulazioni real-time
- Rappresentazione grafiche del sistema simulato, incluse le nodalizzazioni termoidrauliche e neutroniche
- Uso estensivo di visualizzazione dei parametri nodali, con possibilità di personalizzazione della visualizzazione da parte dell'utente
- Possibilità di editare i parametri nodali in forma tabellare e mediate grafici

Lo scambio di dati tra l'ambiente di simulazione 3KEYMASTER™ e il codice di sistema tridimensionale neutronico-termoidraulico, è eseguito attraverso l'interfaccia R3K, sviluppata da WSC. Quest'interfaccia ha lo scopo di eseguire le seguenti tasks:

- esecuzione di funzioni di controllo, settaggio di parametri per il controllo dell'esecuzione del RELAP5, inclusi la modalità di esecuzione (real-time o no), il

settaggio dei time steps, la gestione delle funzioni di reset e snap, la lettura e la scrittura dei files di restart

- esecuzione delle funzioni di settaggio dei modi di esecuzione (steady-state o transient), dei componenti che devono essere attivati, la stampa delle major edits ed il settaggio on/off della modalità di debug
- generazione di una lista di variabili di memoria ed esportazione delle variabili selezionate. Tali variabili vengono allocate nella memoria condivisa dell'ambiente di simulazione 3KEYMASTER™
- fornire il controllo sulle varie opzioni attivabili come: definizione dei parametri di input/output, specificazione delle capacità termiche dei materiali, fattori di perdita di carico per determinate giunzioni TH, ecc..
- sostituzioni di componenti RELAP5 e cambio di modalità di esecuzione dopo un restart.

La coordinazione di queste funzioni e la loro esecuzione è governata al più alto livello dal software dell'ambiente di simulazione 3KEYMASTER™, che ha lo scopo di:

- modificare i time-steps di RELAP5 durante l'esecuzione per rispettare la condizione di Courant
- assegnare il carico di lavoro alle diverse CPU della piattaforma hardware
- eseguire e coordinare le diverse tasks di simulazione del RELAP5 simultaneamente e mantenere il carico di lavoro su ciascuno di esse bilanciato
- modificare le condizioni al contorno in real-time
- accedere alle variabili di memoria del RELAP5
- processing dei dati generati dal RELAP5 e loro presentazione attraverso tabelle, grafici, ecc.
- controllo del RELAP5 attraverso una Stazione Grafica (Graphical Engineering Station) o attraverso una postazione per un istruttore (Instructor Station)
- eseguire RELAP5 in modalità stand-alone e/o integrazione di esso con altri modelli dell'ambiente di simulazione 3KEYMASTER

Un esempio di una possibile rappresentazione grafica di un PWR da parte del simulatori WSC 3KEYMASTER™ è mostrato in Fig. 3-15.

WSC ha implementato questo strumento per diversi tipi di impianto (PWR, CANDU, BWR, VVER). Inoltre esso è impiegato come simulatore di ingegneria per gli impianti di Generazione III di Lungmen (ABWR) di Taiwan e per i PWR coreani APR-1400. Entrambi i tipi di reattori sono in costruzione o prossimi all'esercizio.

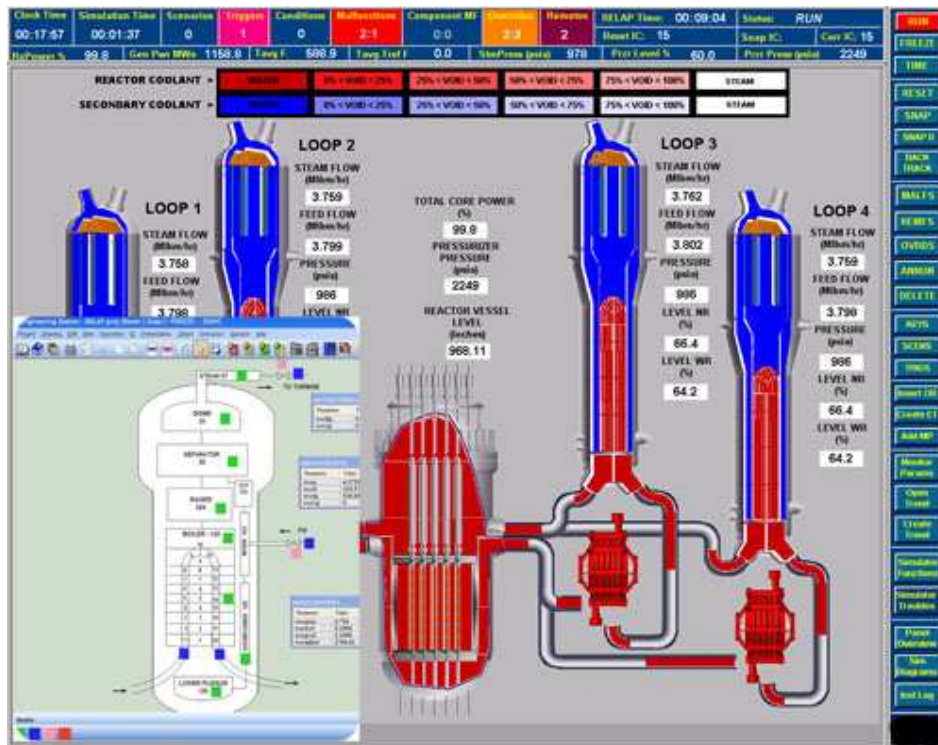


Fig. 3-15 Esempio di Interfaccia grafica del simulatore 3KEYMASTER™ della WSC

3.6. Simulatore del TRIGLAV sloveno

Il codice TRIGLAV è stato sviluppato per lo studio del nocciolo di reattori di ricerca del tipo TRIGA Mark II e può essere impiegato per:

- stimare il bruciamento degli elementi di combustibile;
- valutare la distribuzione del flusso neutronico e della densità di potenza;
- valutare le condizioni di criticità del reattore.

Il programma risolve l'equazione di diffusione (in uno schema tempo-invariante utilizzando il metodo delle differenze finite), con quattro gruppi energetici, in coordinate cilindriche (r, θ) . I parametri riferiti ai materiali sono funzioni delle variabili locali r e θ . L'*upscattering* dei neutroni verso gruppi di energia più elevati viene tenuto in considerazione per apprezzare il comportamento dell'idruro di zirconio presente nel combustibile.

L'input è relativo al *core* cilindrico del reattore TRIGA Mark II. Ogni zona del *core*, occupata da elementi di combustibile e non, è trattata come una cella unitaria (Fig. 3-16). Le costanti di gruppo per tutte le celle unitarie sono calcolate mediante il codice WIMS (integrato nel programma) e dipendono da: geometria degli elementi di combustibile, composizione del materiale, *burnup* degli elementi di combustibile, temperatura del combustibile, temperatura e densità dell'acqua, temperatura della guaina e concentrazione di xeno. I punti di discontinuità definiscono le interfacce delle regioni omogenee.

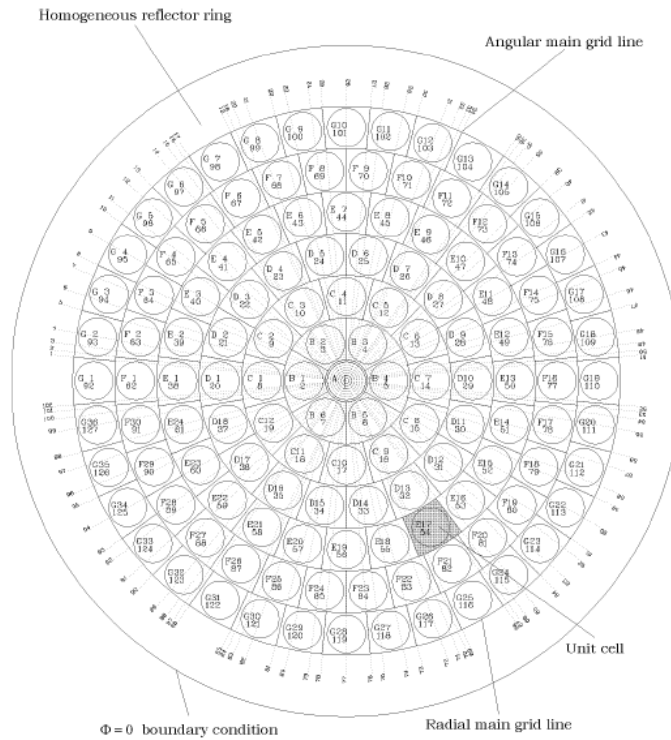


Fig. 3-16 Geometria del reattore TRIGA Mark II assunta nel modello TRIGLAV

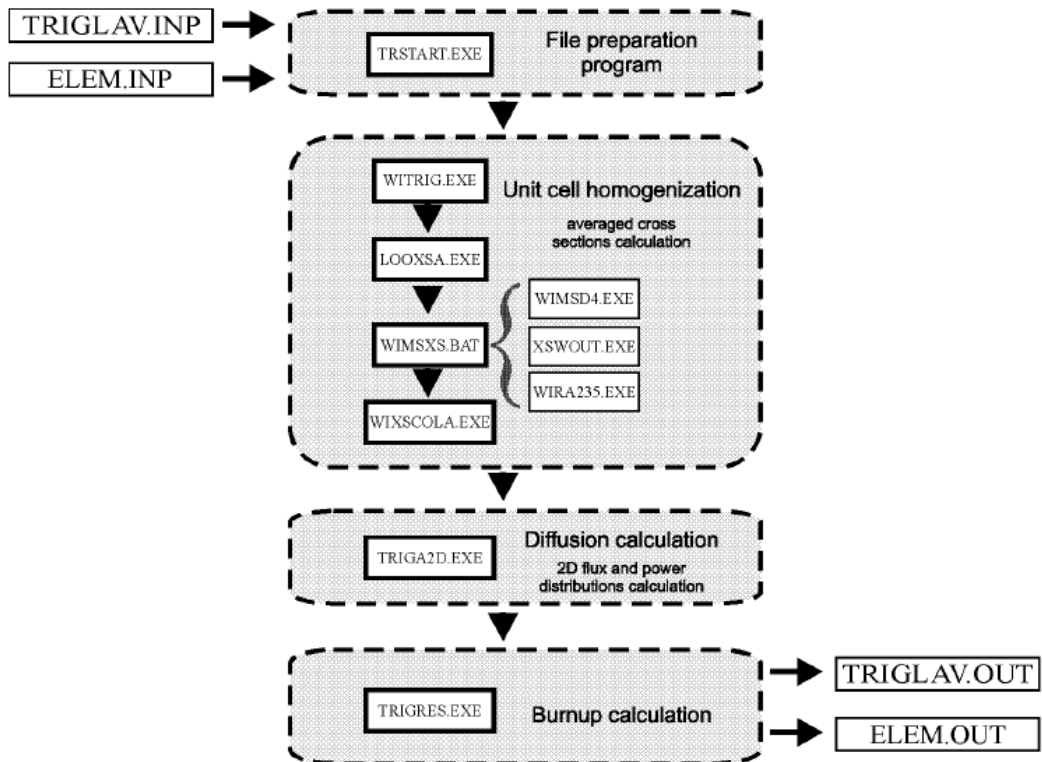


Fig. 3-17 Schema a blocchi del programma TRIGLAV

Il programma risolve l'equazione di diffusione (non dipendente dal tempo) con quattro gruppi energetici, in geometria cilindrica (r, ϑ) . L'equazione per il gruppo energetico g è scritta nella forma seguente:

$$-\nabla D^g \nabla \Phi^g + \Sigma_r^g \Phi^g = \left(\frac{1}{k}\right) \chi^g F + \sum_{g'=1, g' \neq g}^4 \Sigma^{g' \rightarrow g} \Phi^{g'}; \quad g = 1, \dots, 4 \quad (1)$$

dove

- Φ^g flusso neutronico
- D^g costante di diffusione
- Σ_r^g sezione d'urto di rimozione ($\Sigma_r^g = \Sigma_a^g + \sum_{g'=1, g' \neq g}^4 \Sigma^{g \rightarrow g'} + D^g B_g^2$)
- $\Sigma^{g' \rightarrow g}$ sezione d'urto di scattering dal gruppo g' al gruppo g
- k coefficiente di moltiplicazione
- F densità di fissione, definita come

$$F = \sum_{g=1}^4 v^g \Sigma_f^g \Phi^g \quad (2)$$

dove v^g è il numero di neutroni emessi a seguito dell'evento di fissione nel gruppo energetico g e Σ_f^g è la sezione d'urto di fissione per il gruppo g .

χ^g assume i seguenti valori: $\chi_1 = 1, \chi_2 = \chi_3 = \chi_4 = 0$

Il flusso neutronico $\Phi^g(r, \vartheta)$, la densità di fissione $F(r, \vartheta)$, la costante di diffusione $D^g(r, \vartheta)$ e tutte le sezioni d'urto $\Sigma_r^g(r, \vartheta)$, $\Sigma^{g' \rightarrow g}(r, \vartheta)$ sono funzioni delle variabili locali (r, ϑ) . La condizione al contorno $\Phi^g(r_{boundary}, \vartheta) = 0$ viene fissata per ogni valore di ϑ sul bordo esterno del riflettore del nocciolo ($r_{boundary}$ è il raggio esterno del riflettore). L'equazione di diffusione viene risolta con il metodo delle differenze finite: il dominio spaziale è un cerchio di raggio $r_{boundary}$, diviso in direzione radiale r in J intervalli e in direzione angolare ϑ in I intervalli. La mesh così realizzata viene impiegata per adattarsi alla configurazione del nocciolo del TRIGA Mark II, costituito da 6 o 7 anelli di elementi combustibile e un riflettore di acqua o grafite. Perciò, sono state definite 7 (A, B, C, D, E, F anelli di elementi di combustibile e il riflettore) o 8 (A, ..., G anelli di elementi di combustibile e il riflettore) regioni in senso radiale. Tutti gli anelli sono costituiti da celle unitarie, mentre solo il riflettore è completamente omogeneo.

Partendo dalle costanti fisiche e nucleari caratteristiche dei vari materiali è possibile trarne dei valori omogenei, caratteristici della cella unitaria in esame, mediante il programma WIMS. Il nocciolo è costituito da celle che possono contenere o meno elementi di combustibile. Una cella che contiene un elemento di combustibile contiene anche il corrispondente volume di acqua circostante. Nel modello in WIMS le barre di combustibile e l'acqua circostante vengono trattati esplicitamente in un array infinito di celle identiche. Attualmente il programma contempla quattro tipi diversi di celle che contengono elementi di combustibile:

- ST8** elemento standard di combustibile con 8.5 wt% di uranio (arricchito al 20%)
- ST12** elemento standard di combustibile con 12 wt% di uranio (arricchito al 20%)
- FLIP** elemento di combustibile FLIP con 8.5 wt% di uranio (arricchito al 70%)
- LEU** elemento di combustibile LEU con 20 wt% di uranio (arricchito al 20%)

Le celle che invece non contengono elementi di combustibile (es. elementi di grafite, canale di irraggiamento, barre di controllo o solo acqua) non possono essere trattate con l'approssimazione di cella unitaria: si utilizza invece l'approccio a "super-cella", in cui una cella che non contiene elementi di combustibile è circondata da diversi elementi di combustibile. Nel programma sono contemplati sei tipi di elementi non contenenti elementi di combustibile:

- GR** elemento di grafite;
- BE** elemento di berillio;
- IC1** canale di irraggiamento, canale vuoto (tubo di alluminio vuoto);
- IC2** canale di irraggiamento, canale riempito per metà d'acqua;
- IC3** canale di irraggiamento, canale riempito completamente d'acqua;
- LW** acqua (senza tubo).

Le costanti che caratterizzano l'acqua e il riflettore in grafite sono calcolate dal programma utilizzando l'approssimazione a celle unitarie.

I parametri degli elementi di combustibile vengono forniti nei file di input e in questo modo le costanti caratteristiche dei materiali vengono calcolate. Il tipo di elemento di combustibile, la massa di U, l'arricchimento, la massa di ¹⁶⁶Er (solo per gli elementi FLIP e LEU) e il grado di burnup dei vari elementi vengono definiti nel file di input ELEM.INP. La potenza termica del reattore, la temperatura del termovettore e la concentrazione di xeno vengono definiti nel file di input TRIGLAV.INP. Tutti i dati riferiti agli elementi che non contengono il combustibile vengono letti dal file di input TRIGLAV.INP. Le costanti dei materiali vengono calcolate partendo dalla temperatura dell'acqua e dal livello di potenza del reattore. Alcuni parametri operativi usati come input per il programma WIMS vengono calcolati e sono: distribuzione iniziale di potenza, temperatura del combustibile (definita a partire dalla potenza prodotta nell'elemento di combustibile), densità del combustibile, frazione massica di ²³⁵U e frazione massica di ¹⁶⁶Er e ¹⁶⁷Er. La distribuzione di potenza che viene usata come guess di partenza viene calcolata secondo la seguente relazione:

$$P_{el} = \alpha_P(R) \frac{m_{el}(U)}{\bar{m}} \left(1 - \frac{BU_2}{100}\right) \bar{P} \quad (3)$$

$$\bar{m} = \frac{\sum_{el} m_{el}(U)}{N} \quad (4)$$

$$\bar{P} = \frac{P}{N} \quad (5)$$

dove:

$\alpha_P(R)$ è il fattore di forma per la potenza caratteristico dell'anello R ;

$m_{el}(U)$	è la massa di 235U presente nell'elemento di combustibile;
\bar{m}	è la massa media di 235U per elemento di combustibile nel nocciolo;
BU_2	è il burnup dell'elemento di combustibile;
P	è la potenza termica prodotta nel nocciolo;
\bar{P}	è la potenza termica media prodotta nel nocciolo;
N	è il numero di elementi di combustibile presenti nel nocciolo.

È importante sottolineare che queste informazioni di guess vengono usate solo per determinare il profilo di temperatura iniziale per valutare le sezioni d'urto e per stimare la concentrazione di xeno. Non devono essere confusi con l'attuale distribuzione di potenza che costituisce il risultato della simulazione.

Si assume che la temperatura del combustibile dipenda dalla distribuzione della densità di potenza mentre la temperatura dell'acqua e delle guaine dipendono dalla potenza complessivamente prodotta e vengono assunte costanti in tutte le celle, indipendentemente dalla loro posizione all'interno del nocciolo. Viene adottata la seguente relazione empirica tra la potenza prodotta all'interno degli elementi di combustibile e la loro temperatura:

$$T_{fuel}(P_{el}) = a_1 P_{el} + a_2 P_{el}^2 + a_3 P_{el}^3 + T_{water} \quad (6)$$

dove P_{el} è la potenza specifica riferita all'elemento di combustibile [kW], calcolata usando la relazione (3). La temperatura della guaina è calcolata come una media fra le temperature del combustibile e della guaina:

$$T_{clad} = \frac{T_{fuel} + T_{water}}{2} \quad (7)$$

La correlazione fra la temperatura dell'acqua e la sua densità (alla pressione di 2 bar) è implementata all'interno del programma. L'espansione termica degli altri materiali non viene considerata.

Vengono ora riportati i risultati di una simulazione condotta con una determinata geometria e composizione del nocciolo. Dopo aver riportato la configurazione cui si è fatto riferimento e i file di ingresso in cui sono stati definiti i vari parametri degli elementi di combustibile e del nocciolo, viene mostrata la potenza prodotta per ciascun elemento di combustibile, la distribuzione all'interno del nocciolo dei flussi neutronici (riferiti ai quattro gruppi energetici) e la densità di fissione.

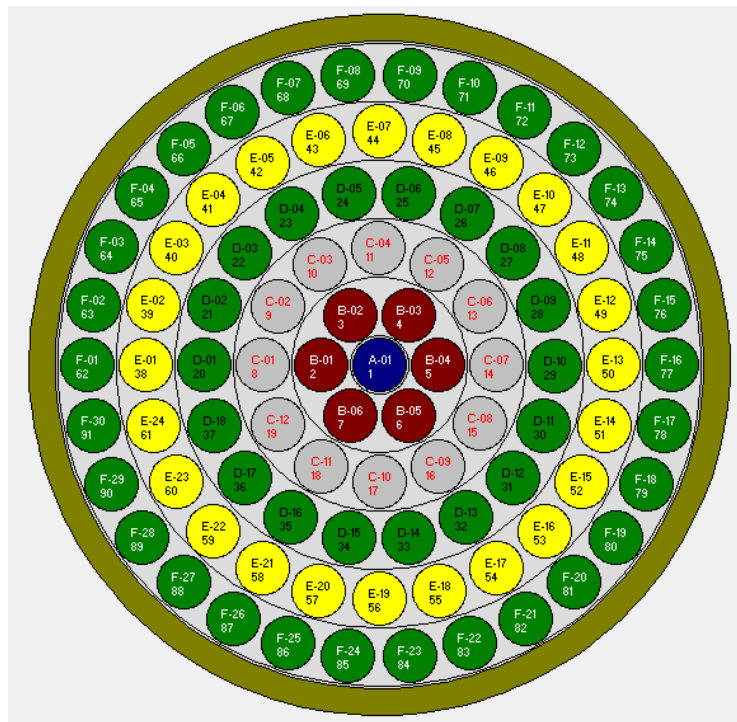


Fig. 3-18 Configurazione di nocciolo

Fuel elements for core No:139								
id	type	mU[g]	e[%]	Er166[g]	Er167[g]	BU[MWd]	BU[%]	BUi[MWd]
6077	ST8	192.00	19.99	0.00	0.00	5.495	17.97	
6080	ST8	192.00	19.99	0.00	0.00	7.406	24.07	
6083	ST8	192.00	19.99	0.00	0.00	6.335	20.66	
6084	ST8	192.00	19.99	0.00	0.00	5.459	17.86	
6088	ST8	192.00	19.99	0.00	0.00	5.864	19.16	
6089	ST8	193.00	19.99	0.00	0.00	5.985	19.54	
6090	ST8	192.00	19.99	0.00	0.00	5.531	18.09	
6092	ST8	192.00	19.99	0.00	0.00	8.354	27.06	
6094	ST8	193.00	19.99	0.00	0.00	8.326	26.97	
6097	ST8	192.00	19.99	0.00	0.00	6.877	22.39	
6099	ST8	192.00	19.99	0.00	0.00	6.664	21.71	
6100	ST8	193.00	19.99	0.00	0.00	5.717	18.69	
6101	ST8	192.00	19.99	0.00	0.00	5.635	18.42	
6102	ST8	192.00	19.99	0.00	0.00	6.053	19.76	
6107	ST8	192.00	19.99	0.00	0.00	5.898	19.27	
6110	ST8	193.00	19.99	0.00	0.00	7.930	25.73	
6161	ST8	192.00	19.99	0.00	0.00	7.884	25.58	
6163	ST8	192.00	19.99	0.00	0.00	6.713	21.87	
6165	ST8	192.00	19.99	0.00	0.00	5.929	19.36	
6166	ST8	192.00	19.99	0.00	0.00	6.013	19.63	
6167	ST8	192.00	19.99	0.00	0.00	5.939	19.40	
6169	ST8	192.00	19.99	0.00	0.00	5.990	19.56	
6170	ST8	193.00	19.99	0.00	0.00	6.106	19.93	
6171	ST8	192.00	19.99	0.00	0.00	6.057	19.77	
6172	ST8	192.00	19.99	0.00	0.00	5.977	19.52	
6174	ST8	192.00	19.99	0.00	0.00	8.482	27.46	
6175	ST8	192.00	19.99	0.00	0.00	8.357	27.07	
6179	ST8	193.00	19.99	0.00	0.00	7.508	24.39	
6180	ST8	193.00	19.99	0.00	0.00	7.475	24.29	
6181	ST8	193.00	19.99	0.00	0.00	7.801	25.32	

Fig. 3-19 File di input, ELEM.INP, in cui vengono definite le caratteristiche del combustibile.

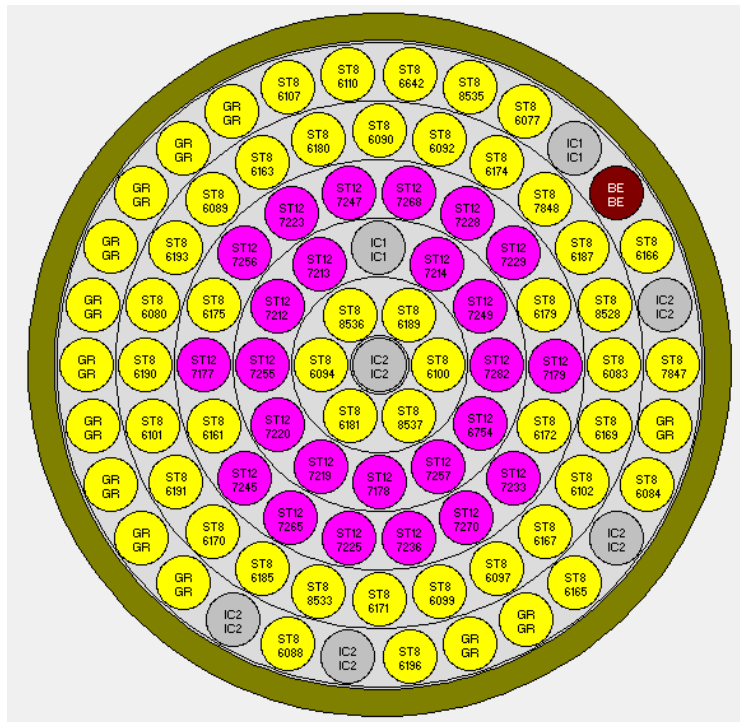


Fig. 3-20. Rappresentazione grafica del file di input, ELEM.INP

```

$* TRIGLAV
Test core No:139 (B2=0.0048, P=250kW, Tw=311.3K, Xe=1,t=47.87d, R=6)
First two rows are free for comments!
$* FLAGS          ! print control flags:
0                ! (0-no, 1-yes) cross sections printout in TRIGLAV.OUT
0                ! (0-no, 1-yes) inner iterations data printout in TRIGLAV.OUT
0                ! (0-no, 1-yes) flux data printout in TRIGLAV.OUT
1                ! (0-no, 1-yes) flux data printout in plot file TRIGLAV.FLU
$* ITERATIONS     ! maximum allowed number of:
900              ! inner iterations
900              ! outer iterations
$* CONVERGENCE    ! convergence criteria for:
0.0000001       ! inner iterations
0.001            ! outer iterations
0.00001         ! multiplication factor
$* BUCKLING       ! squared axial buckling for all four groups
0.0048           ! [cm-2]
$* POWER          ! thermal reactor power
250.0            ! [kW]
$* TWATER         ! water temperature
311.3            ! [K]
$* XENON          ! xenon correction flag
1                ! (0-Xe free, 1-Xe in equilibrium)
$* BURNUP         ! burnup interval in days
47.87            ! [days]
$* RINGS          ! number of rings in reactor
6                ! (6-rings A-F, 7-rings A-G)
$* MESH           ! finite difference mesh type
3                ! (select 1, 2, 3, 11, 12, or 13)
$* LOADING        ! core loading pattern
    
```

Fig. 3-21 File di input, TRIGLAV.INP, in cui vengono definite le caratteristiche del nocciolo

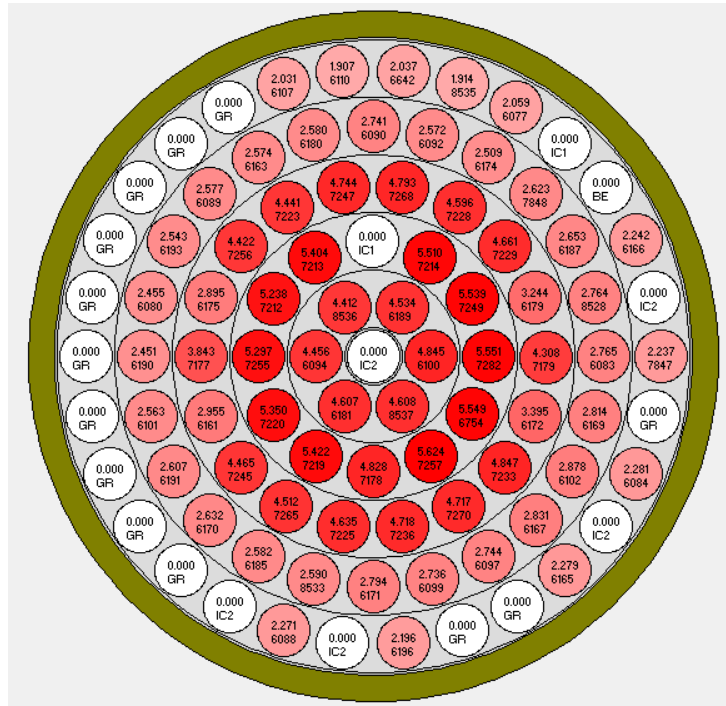


Fig. 3-22 Distribuzione della generazione di potenza per elemento di combustibile nel nocciolo

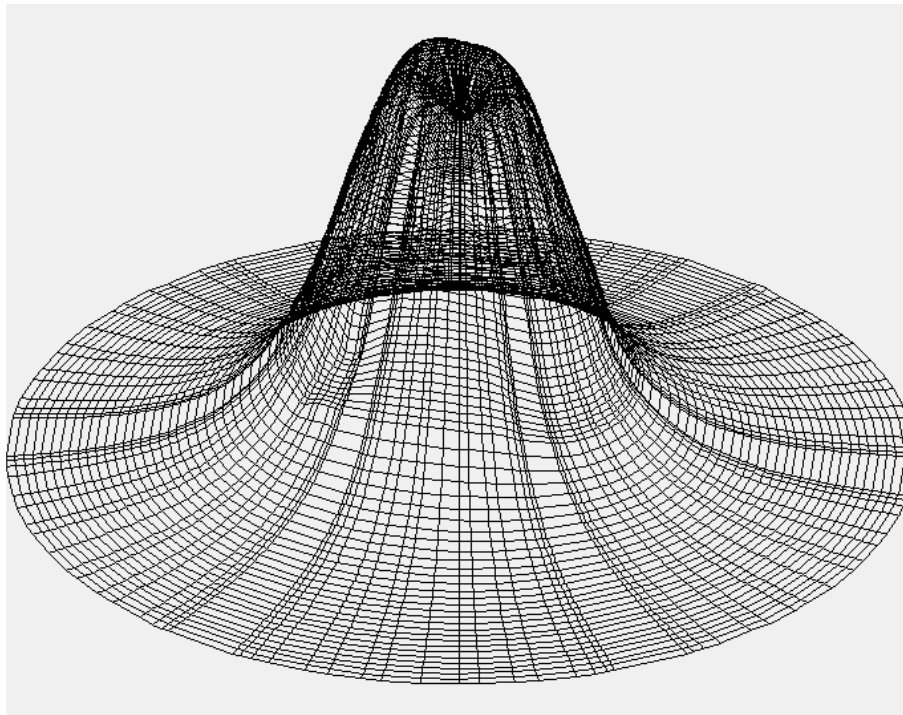


Fig. 3-23 Distribuzione spaziale del flusso neutronico, per il gruppo energetico $g=1$

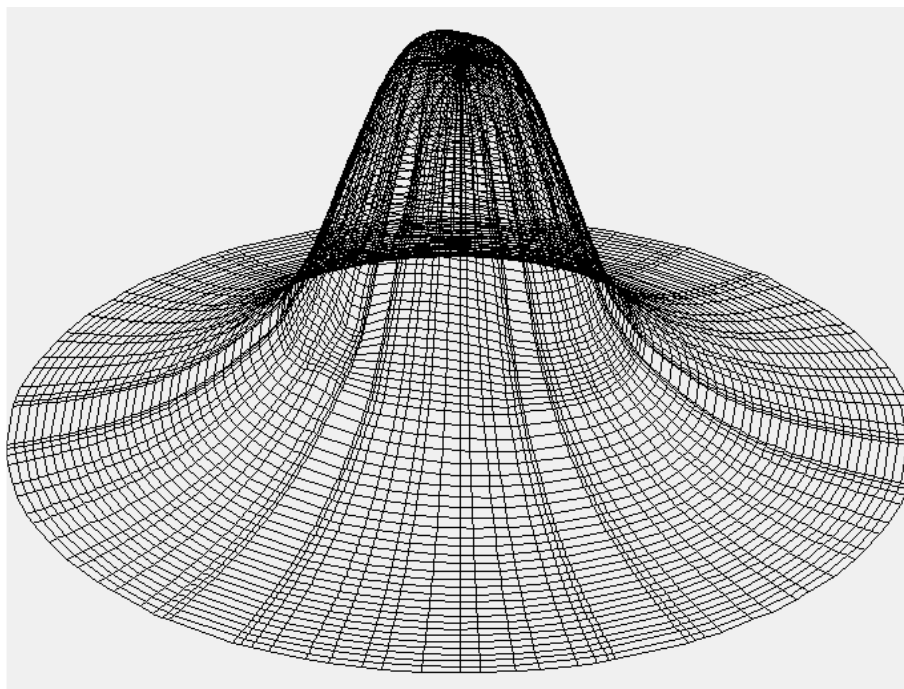


Fig. 3-24 Distribuzione spaziale del flusso neutronico, per il gruppo energetico $g=2$

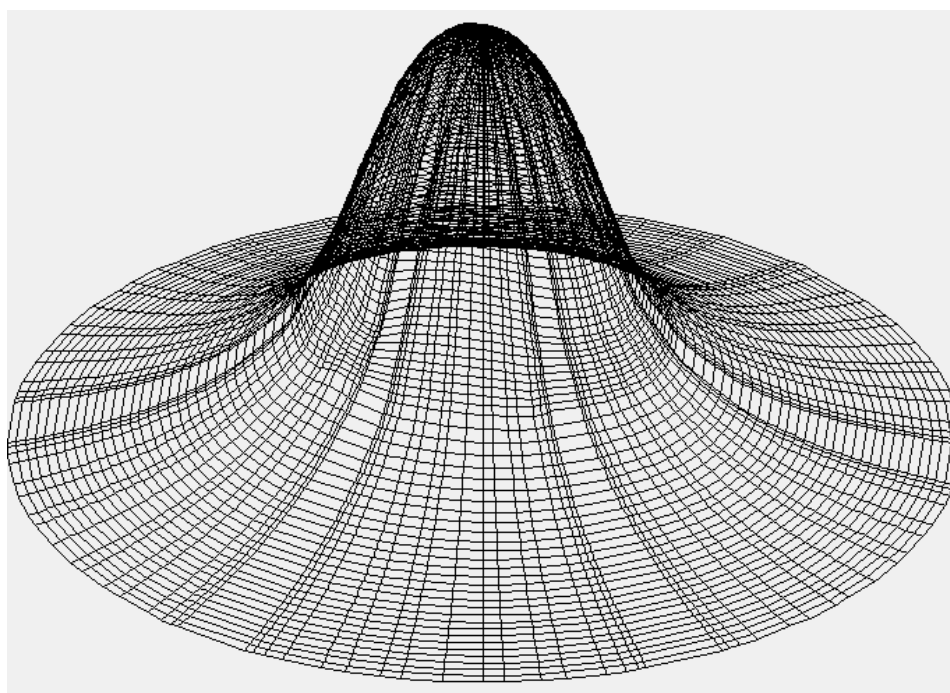


Fig. 3-25 Distribuzione spaziale del flusso neutronico, per il gruppo energetico $g=3$

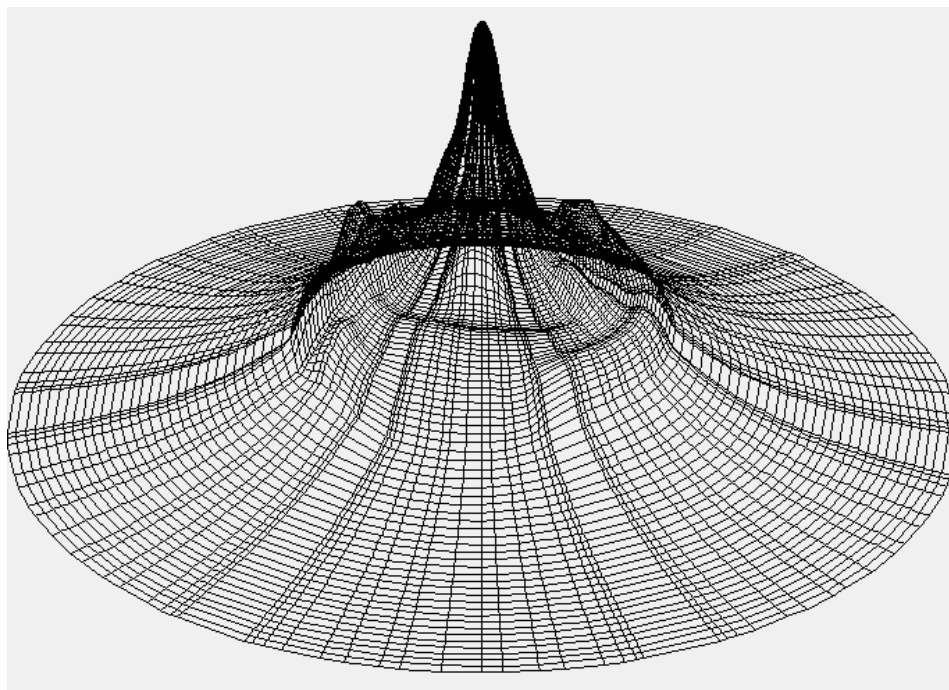


Fig. 3-26 Distribuzione spaziale del flusso neutronico, per il gruppo energetico $g=4$

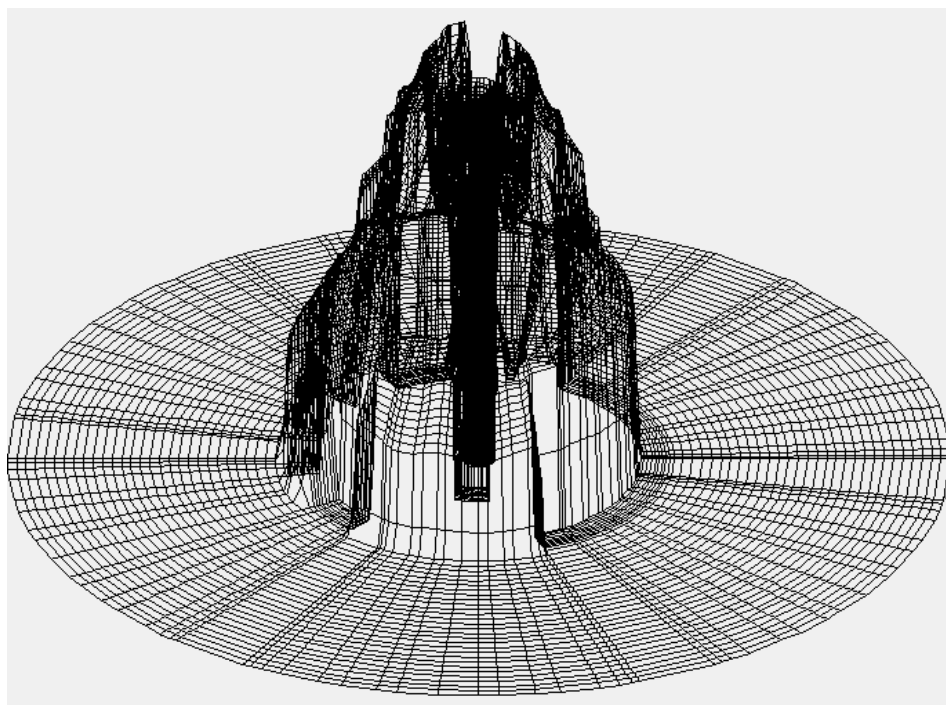


Fig. 3-27 Distribuzione spaziale degli eventi di fissione all'interno del nocciolo

3.7. Descrizione del simulatore per reattore TRIGA in ottica “Object Oriented”

Lo scopo di questo simulatore è quello di riprodurre il comportamento dinamico del reattore sull'intero intervallo di potenza (0÷250 kW), utilizzando l'approccio “orientato agli oggetti”, (mediante linguaggio Modelica e programma Dymola), il cui principale vantaggio è costituito dalla possibilità di formulare un modello di tipo “*acausale*”. Le equazioni usate non specificano quali variabili agiscono come ingressi e quali come uscite, lasciando non specificata la causalità nella descrizione del sistema fino a quando il corrispondente sistema di equazioni viene risolto.

Il modello (Fig. 3-28) descrive l'intero impianto, incluso il sistema di rimozione del calore. Il componente che rappresenta il nocciolo del reattore contiene una serie di sottocomponenti legati fra loro per mezzo di interfacce rigorosamente definite, consentendo di rappresentare le interazioni fra i diversi fenomeni fisici che hanno luogo nel sistema. Le equazioni che definiscono la circolazione naturale sono state implementate in un componente che determina la portata massica che fluisce attraverso i canali di potenza, in base al gradiente di temperatura esistente fra le flange di ingresso e di uscita. I circuiti di raffreddamento secondario e terziario sono modellizzati usando una configurazione semplificata per gli scambiatori: la versione adottata, a tubi concentrici, permette di ricreare la dinamica dello scambio termico in modo adeguato. Il modello sviluppato è stato validato attraverso il confronto con dati sperimentali raccolti sul sito, con riferimento a diversi transitori di potenza.

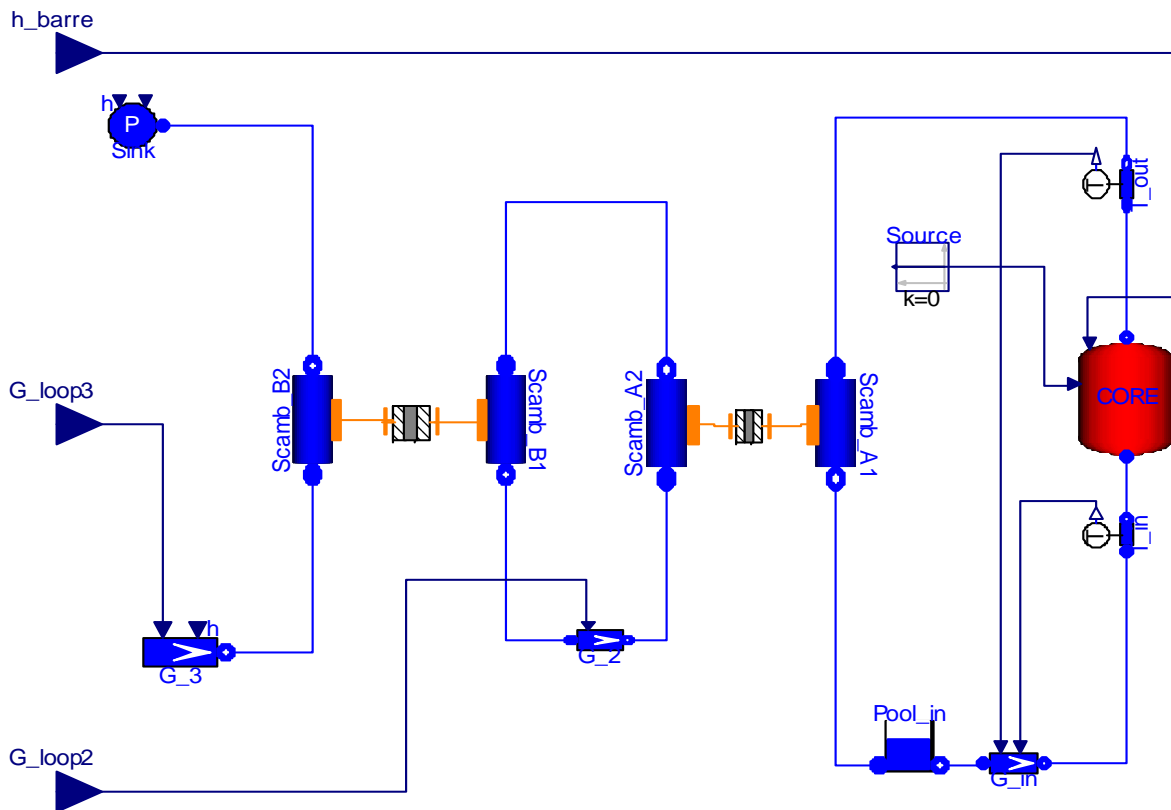


Fig. 3-28 modello Triga con approccio orientato agli oggetti

Il *core* è il componente principale del circuito primario e viene attraversato dalla portata di termovettore (che si muove per circolazione naturale) e riceve come segnale in ingresso l'altezza imposta per le barre di controllo. Il modello del nocciolo contiene al suo interno il modello termico del combustibile che descrive le dinamiche della generazione interna di potenza, dovuta alle reazioni di fissione e il modello di cinetica neutronica.

Le influenze reciproche fra questi modelli sono rappresentate da un connettore tra due porte standard denominato *HeatPort*, dove le variabili di interesse sono la potenza totale prodotta e la temperatura del combustibile. Il modello termico si basa sull'applicazione dell'equazione di Fourier tempo dipendente (in geometria cilindrica) a tre diverse regioni, che costituiscono la barretta: pellet, gap e guaina.

In Fig. 3-29, si può distinguere la struttura dell'elemento di combustibile: la regione periferica corrisponde all'incamiciatura mentre procedendo verso l'interno si incontra una sottile corona circolare che rappresenta il gap fra guaina e pastiglia; per questo componente la conducibilità termica può essere valutata considerando sia gli effetti di temperatura che il progressivo peggioramento delle condizioni di scambio dovuto al *fission gas release (FGR)*, con conseguente alterazione della composizione della miscela gassosa. In adiacenza al gap abbiamo il combustibile vero e proprio: per semplicità, la pastiglia è stata suddivisa in tre regioni concentriche, ciascuna identificata dalla sua temperatura media.

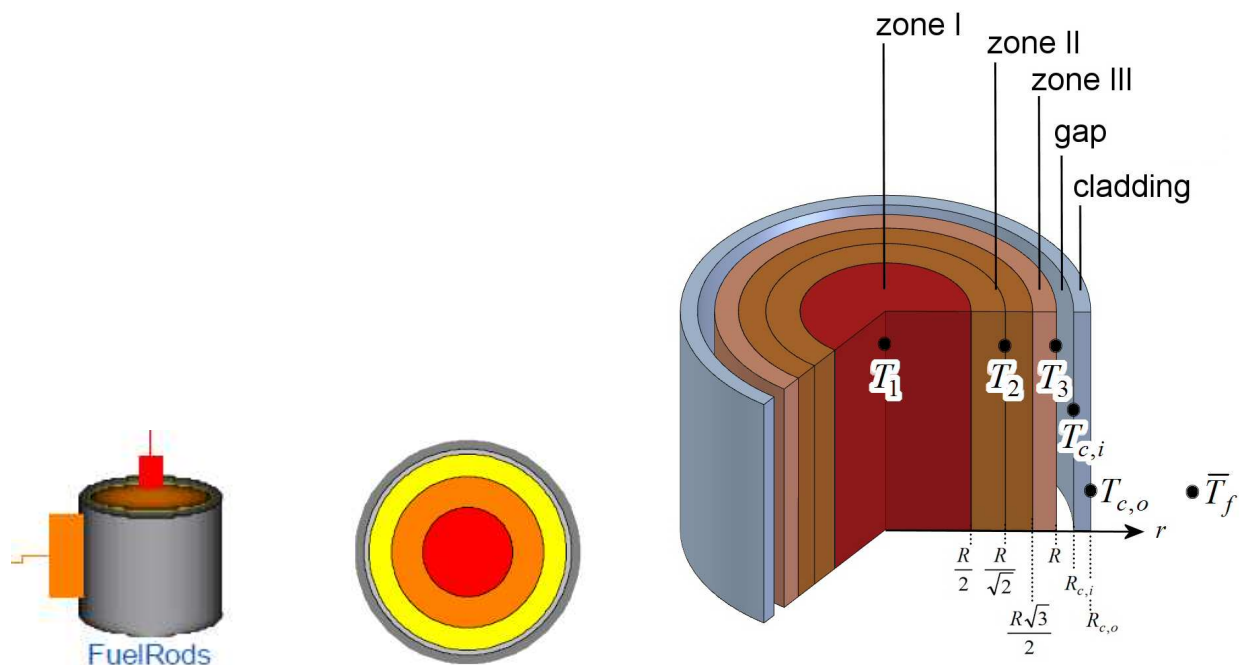


Fig. 3-29 rappresentazione del combustibile nucleare e relativa discretizzazione

La principale assunzione di questo modello è quella di considerare solo lo scambio termico in direzione radiale, trascurando la diffusione assiale, ipotesi più che accettabile in base alla geometria delle barrette (rapporto L/D molto maggiore di 10). Radialmente sono quindi previste cinque zone a differente temperatura. Le equazioni implementate nel modello di combustibile sono le seguenti:

$$\rho_b c_p \frac{\partial T_p}{\partial t} = \frac{1}{r} \frac{\partial}{\partial r} \left(r k_p \frac{\partial T_p}{\partial r} \right) + q''' \quad (8)$$

$$\frac{\partial}{\partial r} \left(r k_g \frac{\partial T_g}{\partial r} \right) = 0 \quad (9)$$

$$\rho_c c_c \frac{\partial T_c}{\partial t} = \frac{1}{r} \frac{\partial}{\partial r} \left(r k_c \frac{\partial T_c}{\partial r} \right) \quad (10)$$

dove ρ_p e ρ_c sono le densità di pellet e cladding, T_p, T_g, T_c rappresentano i corrispondenti valori di temperatura e k_p, k_g, k_c sono le tre conducibilità termiche. Si applica quindi l'equazione della diffusione in ciascuna delle tre zone, imponendo, come condizioni al contorno, l'annullamento del flusso termico al centro della pellet e la continuità delle temperatura e dei flussi termici in corrispondenza delle interfacce pellet-gap-cladding-termovettore, in modo da definire univocamente le grandezze $T_p(r, t), T_g(r, t), T_c(r, t)$.

Per descrivere l'effetto Doppler è stato utilizzato il seguente valore di temperatura efficace:

$$T_{eff} = 4/9 \cdot T|_{r=0} + 5/9 \cdot T|_{r=R} \quad (11)$$

Il modello di neutronica è costituito dalla classiche equazioni della cinetica puntiforme :

$$\begin{cases} \frac{dn}{dt} = \frac{\rho - \beta}{\Lambda} n + \sum_{i=1}^6 \lambda_i c_i + q \\ \frac{dc_i}{dt} = \frac{\beta}{\Lambda} n - \lambda_i c_i \quad i = 1, \dots, 6 \end{cases} \quad (12)$$

La reattività ρ del sistema può essere modificata movimentando le barre di controllo e può essere espressa come la somma dei seguenti contributi:

$$\rho = \rho_{CR} + \rho_{T_f} + \rho_d + \rho_{T_m} \quad (13)$$

dove:

ρ_{CR} = reattività gestita con le barre di controllo

ρ_{T_f} = retroazione legata alla temperatura del combustibile

ρ_d = retroazione legata alla densità del moderatore

ρ_{T_m} = retroazione legata alla temperatura del moderatore

3.7.1. Modello del circuito secondario

La funzione principale del circuito secondario consiste nell'asportazione di calore dal circuito primario e nel suo trasferimento ad un circuito terziario di raffreddamento. Nell'impianto sono presenti due scambiatori del tipo *shell and tubes* (Fig. 3-30) modellizzati come scambiatori *a tubi concentrici* (detti anche *a doppio tubo*, Fig. 3-31): il fluido primario scorre nei tubi di diametro inferiore, mentre il secondario fluisce nei condotti anulari tra le tubazioni, in controcorrente, trascurando le perdite termiche verso l'ambiente esterno.

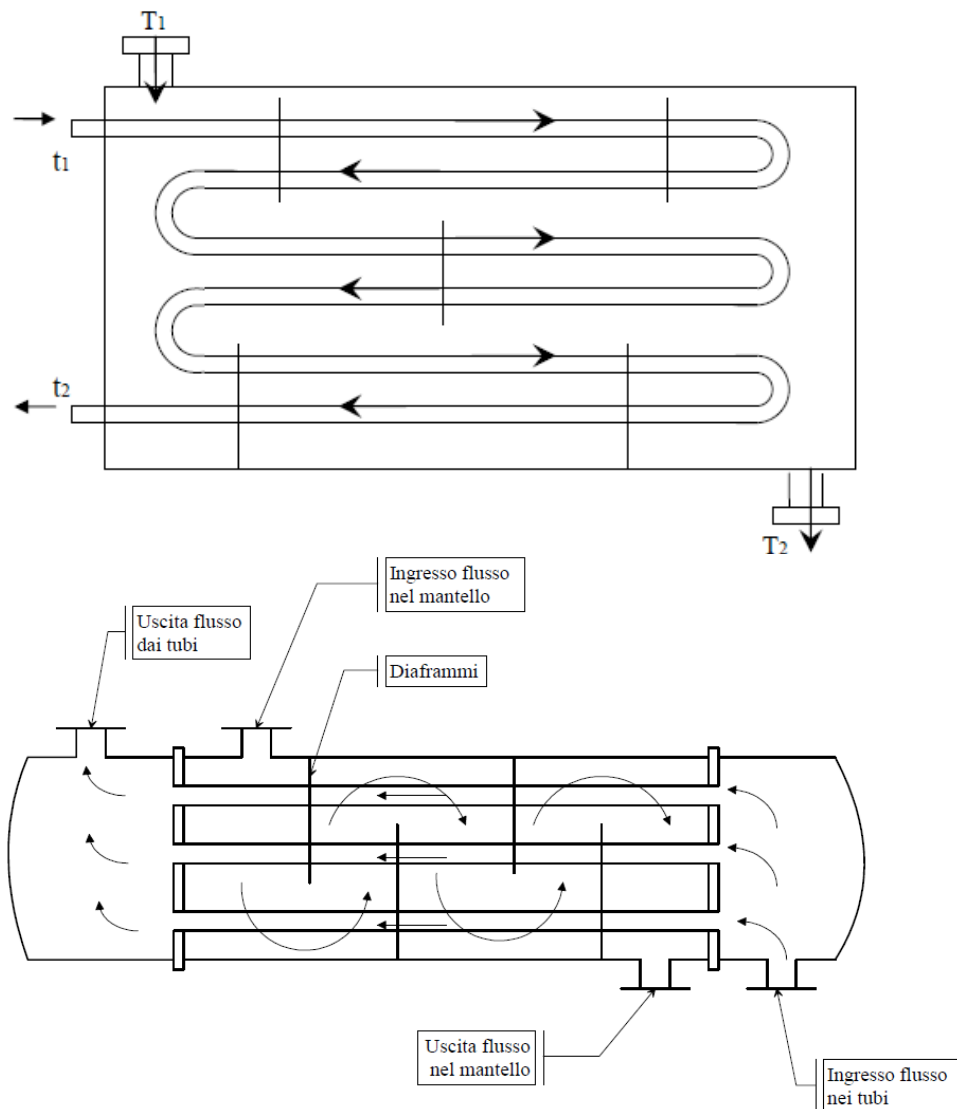


Fig. 3-30 Scambiatori di calore

Il coefficiente di scambio termico convettivo h_i , lato interno delle tubazioni, è stato determinato mediante la correlazione di Dittus-Boelter.

A questo punto nota la superficie interna A_i , noto il valore della trasmittanza termica U_s , è possibile trovare il coefficiente di scambio termico convettivo lato esterno h_s :

$$\frac{1}{UA} = \frac{1}{U_i A_i} = \frac{1}{U_s A_s} = \frac{1}{h_i A_i} + \frac{1}{h_s A_s} + \ln\left(\frac{D_e}{D_i}\right) \cdot \frac{1}{2\pi k L} \quad (14)$$

dove A_s è l'area di scambio, intesa come la somma delle superfici esterne dei tubi che compongono il fascio tubiero, L è la lunghezza delle tubazioni, mentre D_e e D_i sono, rispettivamente, il diametro interno e quello esterno del tubo componente lo scambiatore.

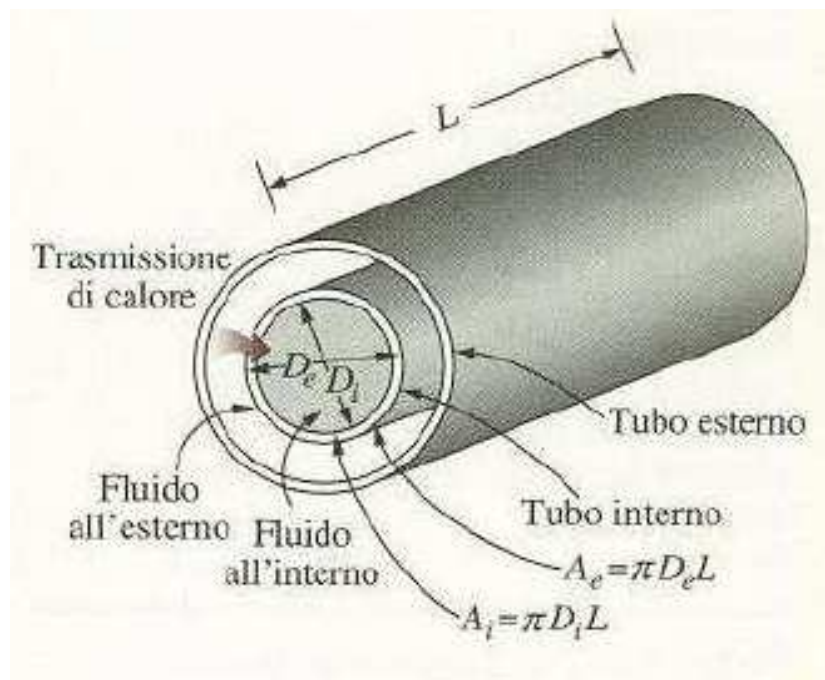


Fig. 3-31 Rappresentazione della geometria dello scambiatore a tubi concentrici

Lo scambio termico fra i circuiti primario-secondario e secondario-terziario viene descritto dal modello mediante l'interfaccia grafica rappresentata in Fig. 3-32 ed è realizzato assemblando più modelli elementari. Il componente *convHT_A1* rappresenta lo scambio termico tra il fluido primario e la parete interna del tubo e viene impiegato per descrivere il fenomeno di convezione con un coefficiente di scambio dipendente delle condizioni idrodinamiche locali. Analogamente, *convHT_A2* rappresenta lo scambio termico convettivo tra il fluido secondario e la parete metallica esterna.

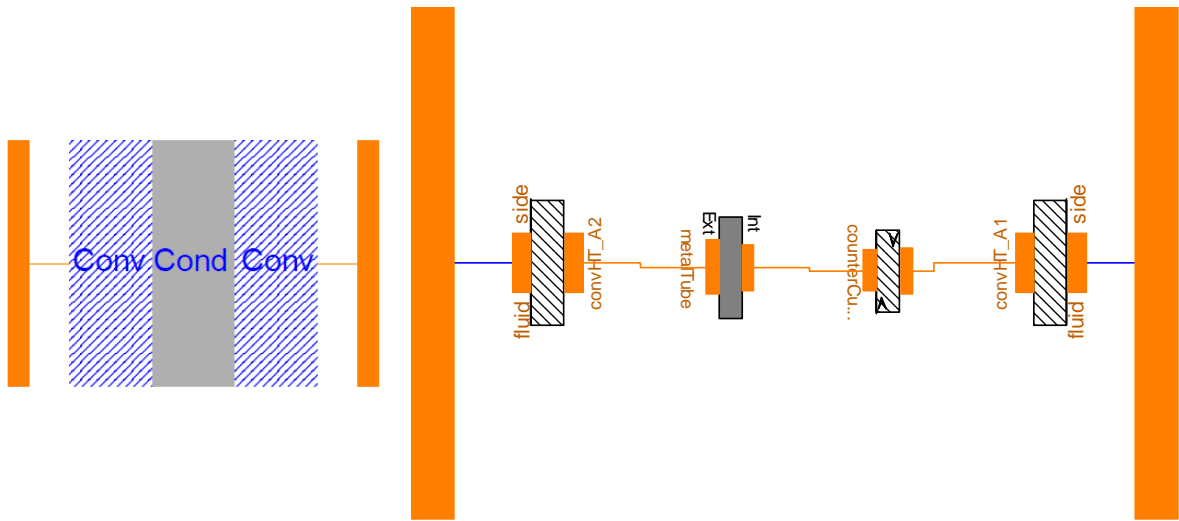


Fig. 3-32 Interfaccia grafica del componente scambio termico fra primario e secondario

Di seguito sono mostrate alcune informazioni che si possono ottenere dal modello qualora si voglia conoscere l'andamento delle temperature nello scambiatore di calore.

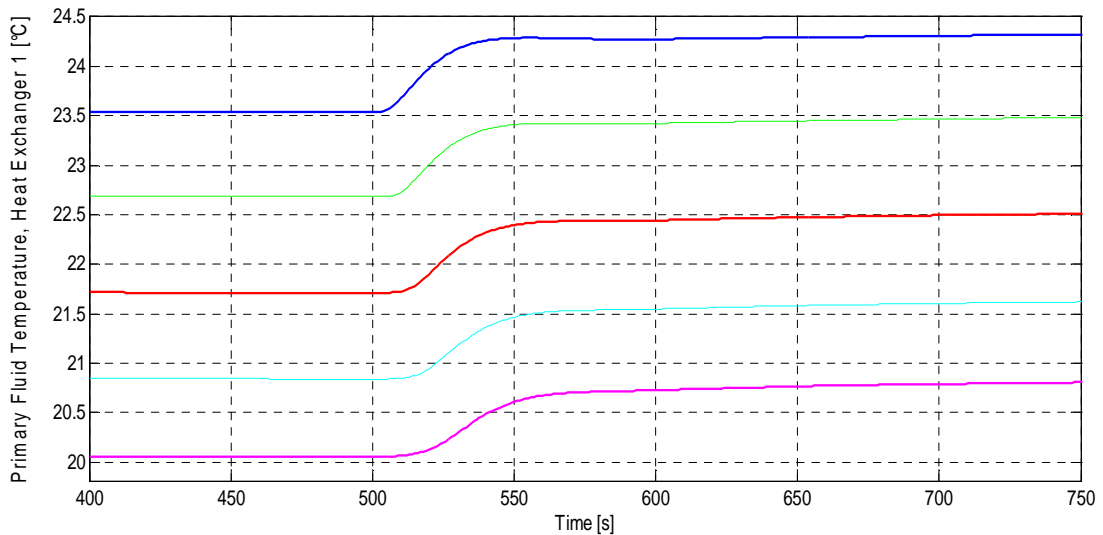


Fig. 3-33 Distribuzione assiale del campo di temperature nel fluido primario all'interno delle tubazioni dello scambiatore 1

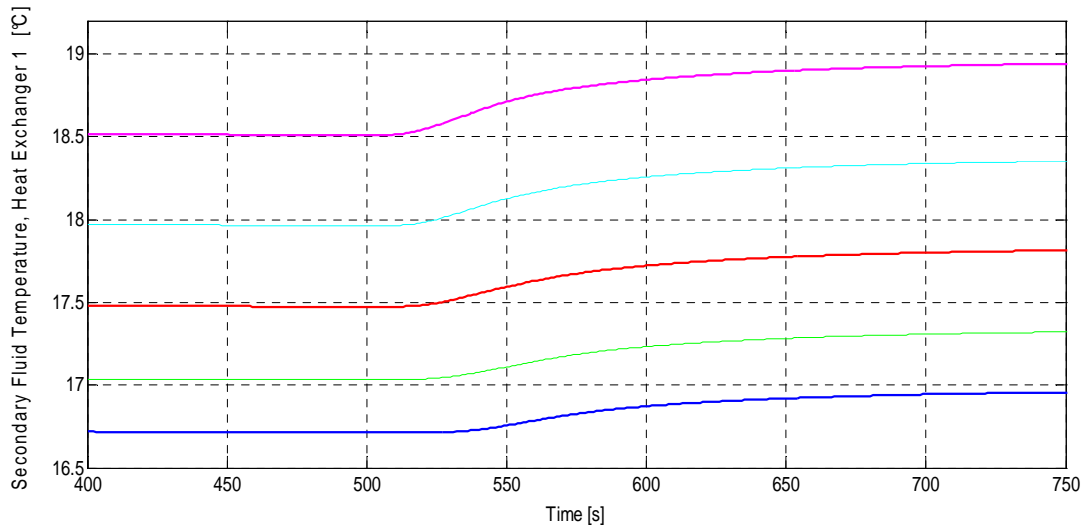


Fig. 3-34 Distribuzione assiale del campo di temperature nel fluido secondario all'interno del mantello dello scambiatore 1

In conclusione gli aspetti positivi dell'approccio adottato si possono così riassumere:

- la possibilità di monitorare l'evoluzione di tutte le grandezze del sistema, senza avere la necessità di indicare a priori su quali ci si intende focalizzare;
- la possibilità di studiare l'evoluzione delle grandezze caratteristiche del sistema in funzione della coordinata assiale;
- la possibilità di mantenere un punto di vista prettamente fisico nello studio del problema: non essendo necessario codificare ed implementare manualmente le varie equazioni. È quindi possibile concentrarsi sui vari componenti e sulla loro inizializzazione, trascurando gli aspetti più specifici della risoluzione numerica delle equazioni coinvolte.

Un ultimo aspetto da non trascurare riguarda il tempo necessario per realizzare questo simulatore. Il modello ottenuto risulta essere piuttosto articolato, dato l'elevato numero di componenti impiegati e le diverse centinaia di equazioni adottate che ne descrivono il comportamento: tuttavia l'intera architettura dell'impianto virtuale è stata completata nel giro di alcuni mesi, grazie alla possibilità di riutilizzare modelli già implementati nelle apposite librerie e di ottenere risultati delle simulazioni in tempi estremamente celeri.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	NNFISS – LP2 - 057	0	L	49	181

3.8. Il simulatore del reattore nucleare TRIGA RC-1 dell'ENEA

Nel paragrafo vengono descritte le caratteristiche principali del reattore TRIGA RC-1 dell'ENEA e vengono fornite le informazioni principali sul simulatore dello stesso impianto, sviluppato da ENEA-UT-FISST SIMING.

3.8.1. Il reattore TRIGA RC-1 dell'ENEA

Il reattore nucleare di ricerca **TRIGA RC-1** (**T**raining **R**adio **I**sotope **G**eneral **A**tom **R**eactor **C**asaccia **1**) è stato realizzato nel 1960 nell'ambito dell'iniziativa USA Atom for Peace nella versione a 100 kW e portato successivamente alla potenza di 1 MW su progetto ENEA. Questo insieme al reattore TAPIRO sono i due reattori nucleari italiani dell'ENEA in funzione presso il Centro di Ricerca della Casaccia.

Il TRIGA RC-1 viene impiegato :

- come sorgente di neutroni per irraggiamenti a supporto della scienza dei materiali, della biologia e dello sviluppo di radio farmaci
- a supporto della didattica dei corsi di Ingegneria Nucleare

Le sue caratteristiche principali sono :

- Reattore termico a piscina con potenza nominale di 1 MW
- Flusso neutronico max : 2.7×10^{13} neutroni / $\text{cm}^2 \cdot \text{sec}$ alla potenza di 1 MW
- Facilities di irraggiamento

Il nocciolo del reattore e la hall tecnologica sono mostrati nelle due figure seguenti.



Fig. 3-35 Vista del nocciolo del reattore TRIGA RC-1 dell'ENEA



Fig. 3-36 Vista della hall tecnologica del reattore TRIGA RC-1 dell'ENEA

3.8.2. Il simulatore del reattore TRIGA RC-1

Obiettivo del progetto di simulazione TRIGA è simulare la dinamica del reattore e interiorizzare i seguenti fondamentali processi :


- Avviamento, salita e discesa a potenza, variazione del carico, manovra normale di spegnimento e di emergenza (sequenza di rientro barre), ecc.
- Regimi stazionario, sinusoidale e pulsato
- Scram automatico e/o manuale del reattore
- Transitori rapidi dovuti a incidenti di reattività, incidente di svuotamento della piscina

Il modello è stato implementato con il MATLAB della Società MathWorks .

Il MATLAB è un ambiente di simulazione 'general purpose' molto potente per il calcolo e dotato di grande flessibilità . E' stato impiegato con successo in passato in molte attività di modellistica di processi e di impianti.

Attività necessarie per lo sviluppo del simulatore sono:

- Visite impianto
- Il rapporto di sicurezza del TRIGA RC-1
- Conoscenza dell'impianto (data sheet, disegni costruttivi, ecc.) , parametri del combustibile e dei materiali ecc.
- Dati sperimentali (reattività, flusso, temperature ...)

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	NNFISS – LP2 - 057	0	L	51	181

- Un interlocutore del personale d'impianto del reattore

Il modello del TRIGA è costituito da un insieme di modelli dei componenti del reattore connessi tra loro, che si scambiano dati e informazioni. Questi sono :

- Il modello neutronico-termoidraulico del nocciolo del reattore
- Il modello di movimentazione delle barre di controllo
- I modelli della dinamica del Iodio-Xenon e Promezio-Samario
- Il modello del sistema di sicurezza -> scram automatico del reattore
- Le manovre manuali di normale spegnimento (sequenza barre controllo) e di emergenza
- Il modello della potenza di decadimento a fronte dello spegnimento del reattore
- Il modello degli scambiatori di calore per il trasferimento del calore prodotto nell'ambiente (reattore sperimentale)

Il modello neutronico del nocciolo è costituito dalle equazioni della cinetica con sei gruppi di neutroni ritardati per l' U235 e può simulare anche un combustibile misto di U235 e Pu239 per complessivi dodici gruppi di ritardati. Il modello è controreazionato in reattività (Doppler ecc.) .

La reattività di barra viene introdotta nel modello TRIGA dal modello di movimentazione delle barre di controllo, il quale simula le manovre eseguite dall'operatore d'impianto sulla console di controllo del reattore .

La Fig. 3-37 mostra l'interfaccia di azionamento delle barre (sicurezza, regolazione fine, shim1 e shim2) del modello.



Fig. 3-37 L'interfaccia per la movimentazione delle barre di controllo

Lo scram è un intervento di sicurezza molto stressante per il reattore ed oltremodo pesante per il modello, che comunque ha dimostrato di rispondere adeguatamente.

Il modello TRIGA è dotato di restart.

Le caratteristiche prestazionali principali del modello TRIGA RC-1 si possono riassumere in termini di :

- Adeguata stabilità
- affidabilità della soluzione (risultati ingegneristici e in linea con le specifiche del Rapporto di Sicurezza del Triga)
- facile maneggevolezza per l'operatore

Nella Fig. 3-38 è riportata l'interfaccia principale di operazione del simulatore.



Fig. 3-38 L'interfaccia principale operatore simulatore


3.9. Simulatore NUSCALE

Il Progetto NuScale appartiene formalmente al filone concettuale dei cosiddetti 'Small and Modular Reactors' (SMR), ovvero quei progetti di impianto generalmente molto innovativi che mirano ad aumentare la economicità e sicurezza degli impianti nucleari attraverso soluzioni modulari, e di taglia limitata, caratterizzati da soluzioni ingegneristiche a maggiore sicurezza intrinseca e passiva.

Il modulo tipo da 45 MWe è caratterizzato da un contenitore in pressione integrato, immerso in una piscina, racchiusa dal contenitore esterno (v. fig 1).

Il vessel integrato è una delle caratteristiche peculiari di questo progetto (fig. 2). Tale concetto implica il posizionamento del generatore di vapore al di sopra del nocciolo, che risulta sul fondo del vessel 'integrato'.

Il contenitore esterno (Fig. 3-39 e Fig. 3-41) è progettato per una pressione di 3.1 MPa , e viene collocato interamente nel terreno. Anche in caso di incidente di perdita di fluido refrigerante all'interno del contenitore, tale pressione non sarebbe mai superta.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	NNFISS – LP2 - 057	0	L	53	181

Grazie all'acqua contenuta nella piscina che circonda il vessel integrato, la potenza di decadimento può essere asportata per 3 giorni in assenza di dispositivi attivi, per semplice circolazione naturale.

Il progetto prevede una sala controllo modulare (Fig. 3-42) essendo l'impianto tipo previsto come l'insieme di più moduli di potenza limitata e quindi elevate caratteristiche di sicurezza passiva.

Le preliminari analisi di sicurezza del concetto NUScale concludono che – a confronto degli altri tipi di reattori ad acqua – il reattore NuScale non può essere soggetto ad incidenti di Large Break LOCA (Loss of Coolant Accident) e non può subire lo scoprimo di nocciolo in caso di piccoli e medi LOCA.

La società GSE Systems di Baltimora in USA è uno dei principali vendors mondiali di simulatori di ingegneria. Il Laboratorio SIMING della UT FISST di ENEA è da oltre un anno in contatto con GSE per individuare spazi collaborativi futuri. Gli scambi sinora intercorsi hanno visto anche un evento tecnico comune nella primavera del 2011, con un workshop specialistico tenutosi presso il centro Casaccia.

In tale contesto i colleghi di GSE hanno fornito indicazioni sui progetti di simulazione in corso, e tra questi spicca la realizzazione di un REal Time Simulator per il progetto NuScale, finalizzato a rappresentare la piattaforma per lo sviluppo e la dimostrazione di questo nuovo concetto di impianto, con particolare riferimento alla particolare architettura della sala di controllo (che per l'appunto può essere rappresentata e sviluppata mediante un simulatore in real time con capacità di analisi di tipo ingegneristico).

Tale simulatore sarà utilizzato per la progettazione del sistema di controllo e costituirà la piattaforma di Verification & Validation. Verrà inoltre usato per il training che avrà caratteri particolari data la originalità del concetto di reattore modulare.

I modelli principali di processo di questo simulatore saranno RELAP5 e S3R. Gli altri sistemi dinamici di impianto verranno descritti con tools di riferimento per GSE : Jtopmeter e Jelectric.

I sistemi di controllo e le procedure saranno realizzati con altri tool di GSE : JControl e JDesigner.

La conclusione del progetto è prevista per l'anno 2011 con la fornitura di un simulatore per un impianto da 12 moduli.

Questo simulatore rappresenta un notevole caso di 'Simulator Assisted Engineering' (SAE), in quanto lo sviluppo dettagliato del progetto si realizzerà facendo uso del simulatore ingegneristico. In tal modo errori o soluzioni non ottimali di impianto possono essere identificati e corretti nelle prime fasi progettuali.

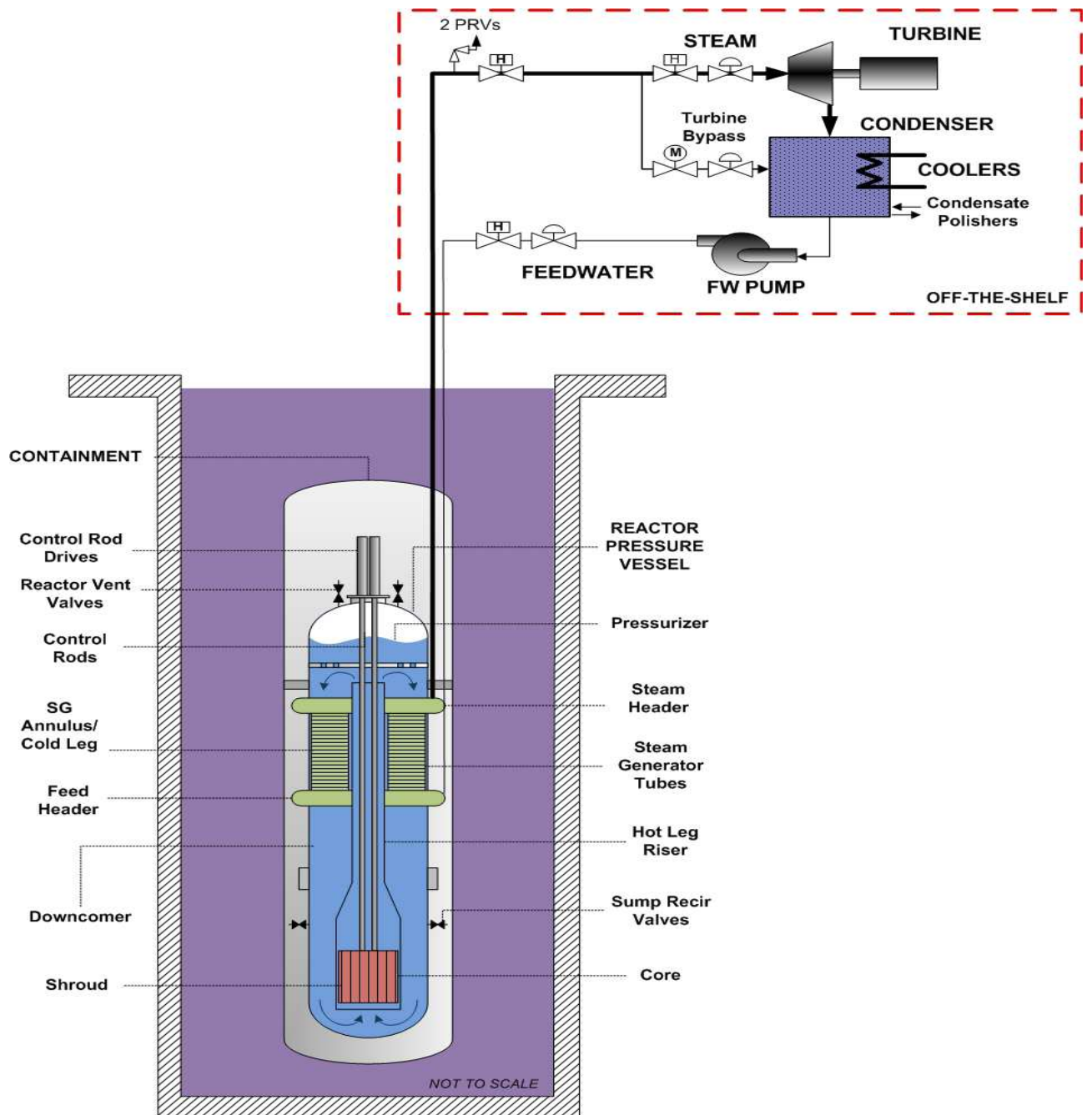


Fig. 3-39 Schema di massima del concetto di impianto NUScale

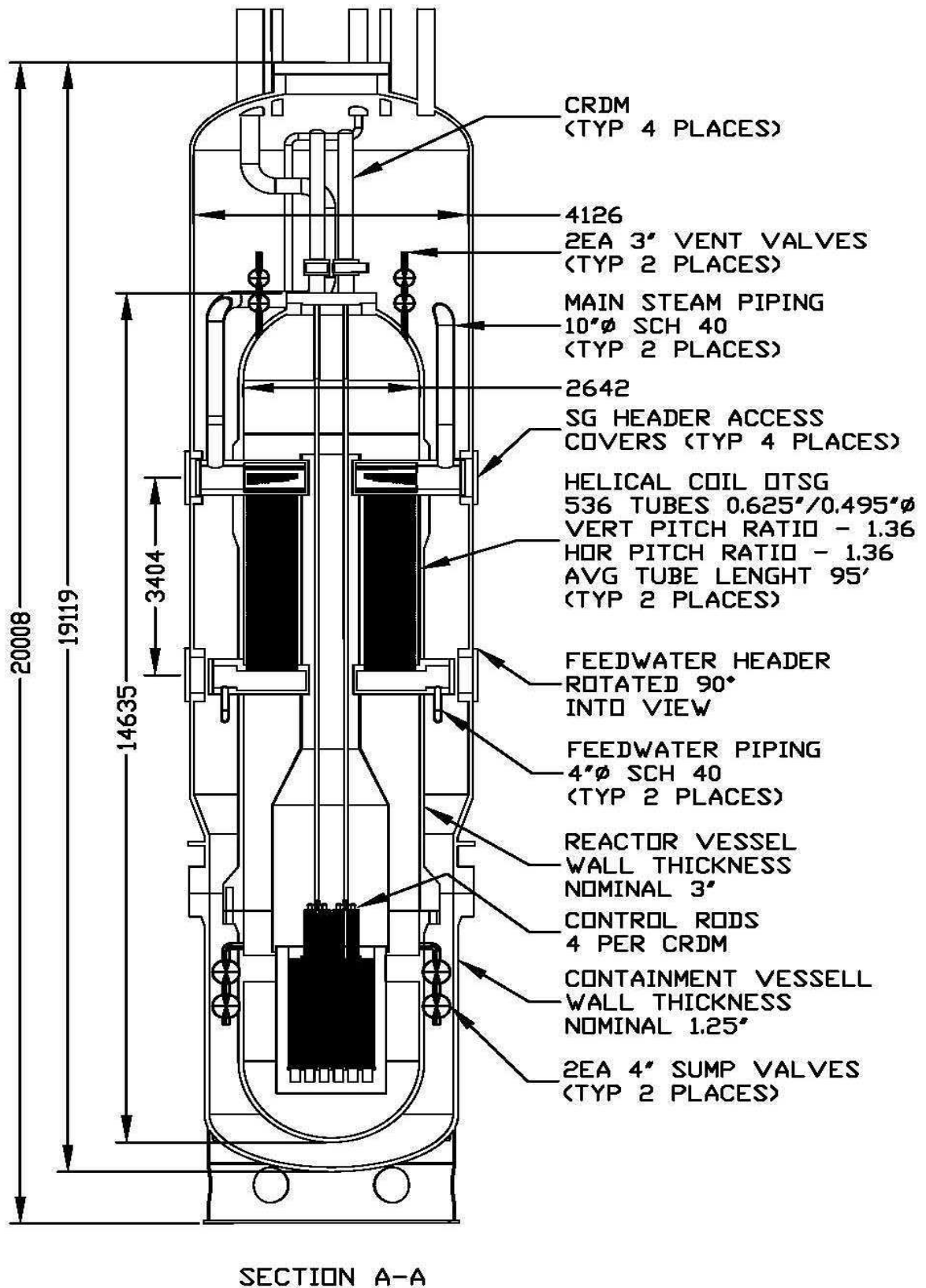


Fig. 3-40 Vessel Integrato del reattore di nuova concezione NuScale

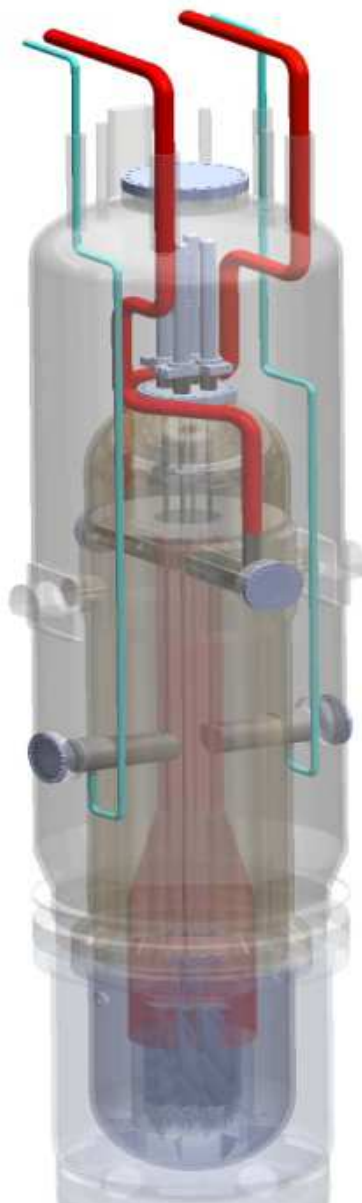


Fig. 3-41 High Pressure Containment del reattore di tipo SMR denominato NuScale

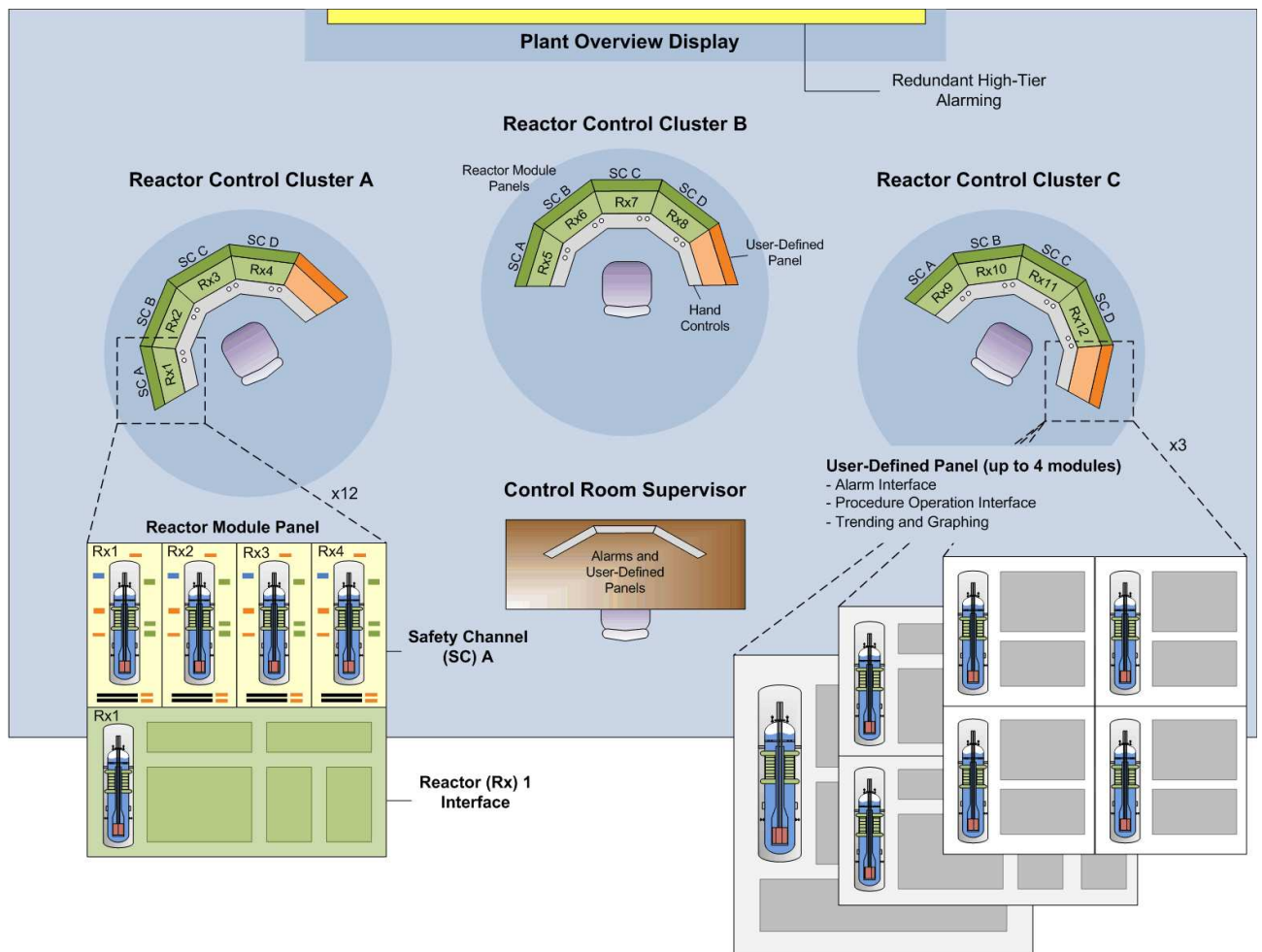


Fig. 3-42 La sala controllo multi modulare del progetto NuScale

3.10. Simulatore IRIS (orientato al controllo)

Un modello del reattore IRIS è stato sviluppato, in collaborazione con i colleghi del dipartimento di Elettronica e Informazione del Politecnico di Milano, per scopi orientati alla caratterizzazione dinamica del reattore e al relativo controllo.

Tale simulatore, sviluppato nella logica “Object Oriented”, è nato da due librerie, chiamate rispettivamente “ThermoPower” e “NUKOMP”.

Le caratteristiche di questo simulatore possono essere così riassunte:

1. Modello di fluido adottato: conservazione della massa, quantità di moto, energia in geometria mono-dimensionale modellizzando il fluido bifase mediante miscela omogenea. Le equazioni sono discretizzate utilizzando un approccio ai volumi finiti o un approccio agli elementi finiti (Petrov-Galerkin).

2. Il coefficiente di scambio valuta l'interazione tra fluido e parete e si aggiorna al variare dei diversi parametri fisici.
3. La conduzione nei solidi è modellizzata mediante l'equazione di Fourier discretizzata.
4. Le perdite di carico possono essere selezionate attingendo a diversi modelli per il calcolo del coefficiente d'attrito e per le perdite di carico localizzate.
5. Le pompe centrifughe sono caratterizzate inserendo le relative curve caratteristiche.
6. Le valvole sono modellizzate mediante modelli lineari o non lineari.
7. Le turbine e i diversi sistemi per la conversione di potenza sono tutti modellizzati con diversi gradi di dettaglio per cogliere la dinamica relativa all'interfaccia impianto-rete elettrica.

Per quanto riguarda la parte più specificatamente nucleare le caratteristiche salienti sono:

- Il modello neutronico è costituito da un modello di cinetica puntiforme che descrive l'evoluzione della popolazione neutronica e dei sei gruppi di precursori. Sono considerati gli effetti di retroazione mediante l'azione di coefficienti di feedback legati alla temperatura del combustibile, alla temperatura del fluido termovettore, alla variazione della densità del fluido termovettore.
- Il modello termico del combustibile è risolto mediante l'equazione di Fourier discretizzata suddividendo radialmente il core in cinque zone e in N zone assiali.
- Modello del pressurizzatore: sono risolte le equazioni di bilancio di massa e di energia per liquido e vapore. Sono presenti i riscaldatori, una valvola di sicurezza, il sistema CVCS.

La struttura del simulatore si compone di quattro parti distinte:

- Il sistema di controllo;
- Il sistema di supervisione;
- Il modello di nocciolo, di circuito primario e scambiatori di calore tra fluido primario e fluido secondario;
- Turbina, condensatore, generatore, connessione alla rete.

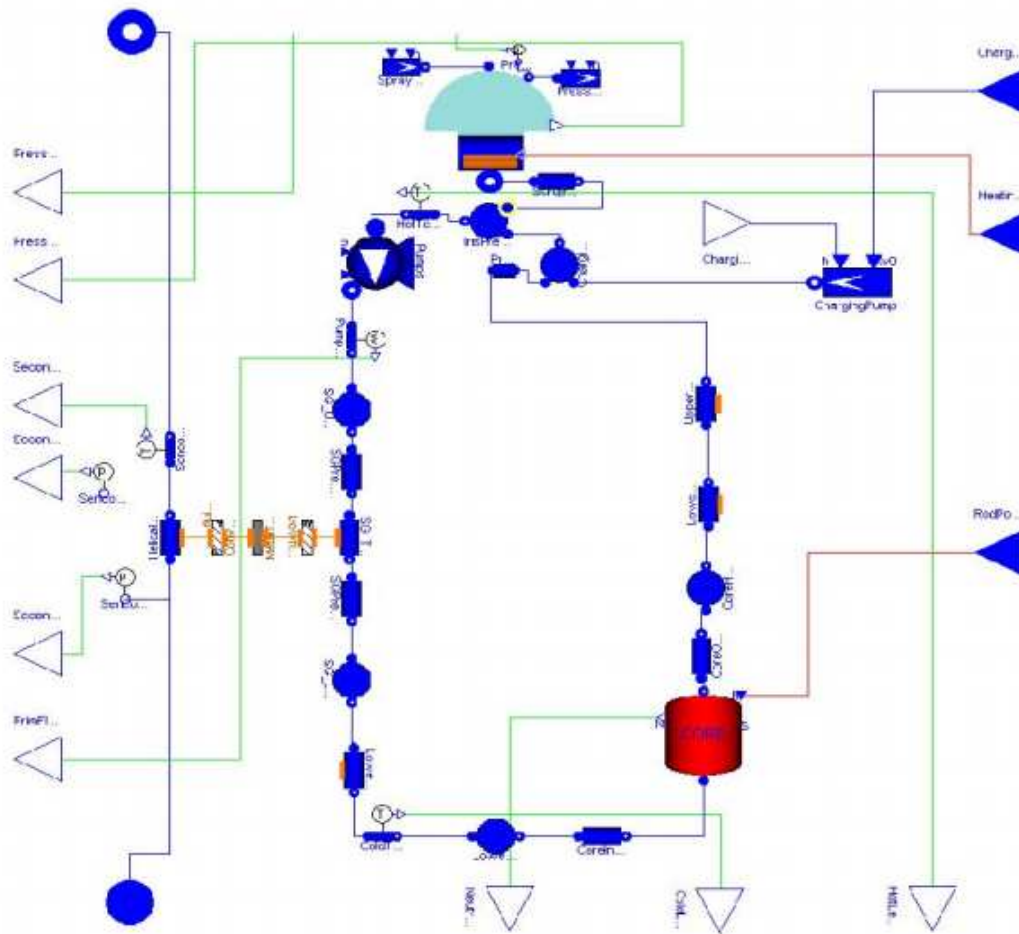


Fig. 3-43 Rappresentazione del reattore IRIS

3.11. Altri Simulatori di Ingegneria

Il panorama degli altri simulatori ingegneristici si presenta variegato ed in continua evoluzione.

La classificazione dei simulatori può quindi nel tempo richiedere modifiche che riflettano gli avvenuti mutamenti evolutivi.

Gli stessi codici numerici di simulazione hanno subito e hanno in corso radicali modifiche che li trasformano da programmi complessi e a forte struttura unitaria, vincolati ad una elaborazione seriale e fuori linea, a sistemi di librerie invocabili dinamicamente ed in grado, in condizioni di tempo reale, di interpretare a regia, utilizzando anche strutture ad elaborazione parallela concorrente, la fenomenologia integrata e retroazionata di severi transitori incidentali sotto i profili neutronico, termo-

fluidodinamico, di scambio termico e degli altri fenomeni multidisciplinari associabili alle diverse filiere e tecnologie costruttive delle centrali nucleari.

I simulatori considerati di seguito non esauriscono certo l'elenco dei possibili candidati all'analisi ma sono stati scelti per caratteristiche di rappresentatività per campo di applicazione o per maturità di concezione globale.

3.11.1. CATHARE-SIMU

CATHARE-SIMU costituisce il motore di simulazione basato sul codice CATHARE specializzato nella simulazione ingegneristica di impianti nucleari PWR; esso è stato sviluppato nell'ambito di un progetto congiunto EDF e CEA per la messa a punto di simulatori in ambito PWR.

Negli ultimi simulatori EDF e CEA le peculiarità' real-time e di simulazione di CATHARE-SIMU sono state trasferite direttamente nel codice CATHARE V2.5_1 (a partire dal 2008) impiegato nel progetto SOFIA.

Il CATHARE-SIMU nasce con molteplici scopi:

- a) di sicurezza (obiettivo CEA) con esigenze tipiche di analisi di sicurezza (analysis of the reactor systems, procedures, design basis accidents, probabilistic safety analysis, real incidents studies, reactor tests, ..) alla preparazione ed esecuzione di esercitazioni di sicurezza ed all'istruzione degli ingegneri analisti di sicurezza.
- b) di studio ingegneristico (obiettivo EDF/SEPTEN - Dipartimento di Progettazione Nucleare e Termico) per esigenze di riproduzione su larga scala degli scenari e delle condizioni operative, per esigenze di accertamento di qualità dei modelli e dei pacchetti dati, per esigenze di capacità interattiva nella finalizzazione delle procedure di impianto, per esigenze di validazione e creazione di nuovi modelli e di simulazione delle prestazioni.
- c) di istruzione (obiettivo EDF/SPT - Divisione Produttiva) degli ingegneri di sicurezza e radioprotezione (ISR) e dello staff operativo per affrontare con successo le esercitazioni di gestione delle situazioni di crisi a fronte di emergenze incidentali a largo spettro. Per tali aspetti il simulatore deve girare in tempo reale e fornire una chiara evidenza grafica dei fenomeni fisici in corso.

La progettazione software del sistema è indirizzata a conferire al simulatore caratteristiche di modularità, estensibilità e portabilità.

L'implementazione basata su CATHARE-SIMU ha in particolare riguardato i reattori francesi da 900 MWe, (3 circuiti) e da 1300 MWe, (4 circuiti).

Il front-end finale di presentazione che fa riferimento al motore di simulazione ingegneristico CATHARE-SIMU è stato SIPA. SIPA 1 è stato sviluppato per EDF/SEPTEN, SIPA 2 per CEA.

Tramite CATHARE-SIMU si creano i modelli del PWR: circuito primario, circuito secondario e altri sistemi rappresentativi del comportamento dell'impianto a fronte di catene incidentali fino al momento in cui il combustibile inizia a danneggiarsi.

CATHARE-SIMU si basa su una versione velocizzata del codice di calcolo termoidraulico francese CATHARE adattato per effettuare calcoli in tempo reale e dedicato ad impieghi di simulazione.

Il simulatore utilizza le stesse leggi fisiche e le correlazioni del codice CATHARE in modo tale da poterne mantenere lo stesso livello di rappresentatività fisica.

Il modello fisico comprende:

- modello bifase acqua-vapore trattato con 6 equazioni: bilanci separati di massa, di energia e di quantità di moto per ciascuna fase, con simulazione di condizioni di non-equilibrio completo sia meccanico (velocità delle fasi non uguali) che termico (temperature delle fasi non uguali).
- modello staggered mesh e donor cell con bilanci di massa ed energia a livello di nodi scalari e con bilancio di quantità di moto a livello di nodi vettoriali.
- schema di risoluzione numerica basato su un metodo iterativo di Newton completamente implicito.

Poiché CATHARE_SIMU utilizza uno schema numerico a passo variabile, si impiegano due strade per ridurre il tempo di calcolo:

- riduzione del tempo necessario per ogni iterazione,
- rimozione di passi temporali piccoli

Le modifiche principali proprie di CATHARE_SIMU sono:

- Modifiche minori nelle equazioni: il bilancio di energia è scritto nella forma secondaria, le equazioni di quantità di moto sono scritte per la somma e la differenza delle fasi.
- Soppressione del linguaggio ad alto livello ESOPE (utilizzato per dare completa flessibilità nella configurazione dei circuiti).
- Ottimizzazione della programmazione.
- Limitazione del numero di nodi (133 nodi al massimo nella rappresentazione del sistema di raffreddamento del reattore).
- Soppressione delle discontinuità non fisiche nelle variabili e nelle derivate per migliorare la convergenza del metodo di Newton (tabella delle proprietà acqua-vapore è sostituita da una sua approssimazione polinomiale).

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	NNFISS – LP2 - 057	0	L	62	181

- Ottimizzazione del trattamento delle variabili “fuori campo” (ad esempio iterazioni nei casi in cui la frazione di vuoto diventa nello schema numerico maggiore di uno o minore di zero)
- Modifiche al criterio di convergenza.
- Migliorie nei metodi di analisi numerica.

La validazione di CATHARE-SIMU si basa su 35 calcoli di transitori eseguiti in comparazione ai risultati di CATHARE e a misure sperimentali su reali transitori operativi di impianto.

A sua volta la validazione di CATHARE, che comunque rappresenta un’attività continua, è basata su centinaia di transitori supportati da larghi programmi sperimentali aventi come riferimento i dispositivi di test LOBI, LOFT, ROSA4, PKL e BETSY.

Il dominio fisico delle configurazioni di impianto gestite va dalla situazione di reattore spento freddo alla normale operatività a piena potenza ed alle varie catene incidentali. I calcoli termoidraulici dei flussi bifase sono effettuati con il modello a sei equazioni con flusso bifase omogeneo, stratificato e contro-corrente; sono gestite le fasi di scopertura e di riallagamento del nocciolo.

E’ previsto il calcolo dell’ammontare di boro e dell’attività. Le condizioni al contorno prevedono:

- rotture del circuito primario in uno o più punti,
- rotture delle tubazioni vapore,
- rotture delle tubazioni dell’alimentazione dell’acqua del secondario,
- rotture dei fasci tubieri del generatore di vapore (SGTR) fino a 120 rotture in uno o più generatori,
- combinazione di SGTR con altre rotture dei circuiti primari e secondari,
- transitori anticipati con o senza trip.

Le condizioni iniziali associabili alle condizioni al contorno sopra esposte non presentano limitazioni per quanto riguarda le condizioni dell’impianto. Sono gestibili fino a 9 rotture simultanee ed ogni ulteriore situazione incidentale può essere aggiunta.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	NNFISS – LP2 - 057	0	L	63	181

3.11.2. ORCHID®

La piattaforma ORCHID®, definita “*ambiente globale di simulazione e sviluppo*” dalla società canadese L3 Communications MAPPS Inc., proprietaria del marchio registrato, costituisce un esempio di simulatore multifunzionale, che da un lato copre, anche ai fini di esigenze di licencing, funzionalità di Full Scope Simulator e dall’altro è in grado di rispondere alle esigenze di simulazione ingegneristica di un impianto nucleare.

La multifunzionalità di ORCHID® deriva da una spiccata modularità di architettura IT e disegno funzionale.

L’architettura del sistema è stata utilizzata su contratto con IRSN per il simulatore francese SOFIA basato su CATHARE 2.

I sottosistemi di rilievo dal profilo ingegneristico sono:

- **ORCHID® Core Builder** dedicato allo sviluppo rapido di modelli neutronici a livello di qualità progettuale. Il modello neutronico del nocciolo è basato sulle equazioni fondamentali della teoria della diffusione temporale dei neutroni. L’equazione della diffusione è risolta usando il Nodal Expansion Model (NEM). Il flusso neutronico è rappresentato da espansioni polinomiali del quarto ordine per ciascun punto nodale mentre la fuoriuscita è rappresentata da espansioni polinomiali quadratiche. L’utilizzo di tale metodo permette una maggiore accuratezza nella rappresentazione del flusso rispetto a metodi più semplici alle differenze finite. Il modello sviluppato è tridimensionale, multi-nodale, a due gruppi, completamente dinamico in grado di calcolare in tempo reale il flusso per ciascun nodo ad ogni passo temporale. Il risultato è di alta fedeltà nella simulazione di transitori rapidi.

Tramite un’interfaccia grafica user-friendly fornisce all’utente un espressivo feedback sui parametri neutronici simulati. L’utente può specificare uno specifico gruppo di barre combustibile per ottenere la distribuzione assiale di potenza, temperatura combustibile, temperatura del moderatore, densità del moderatore, densità di vuoto del moderatore, concentrazione di Xenon e di Samario.

L’utente può ottenere una rappresentazione dinamica 3D dei parametri sopra elencati ai differenti livelli assiali.

Offre meccanismi automatici di conversione dei dati del combustibile per molteplici codici. E’ in grado di considerare la vita del combustibile. E’ integrabile con altri modelli di simulazione come pure con modelli termoidraulici.

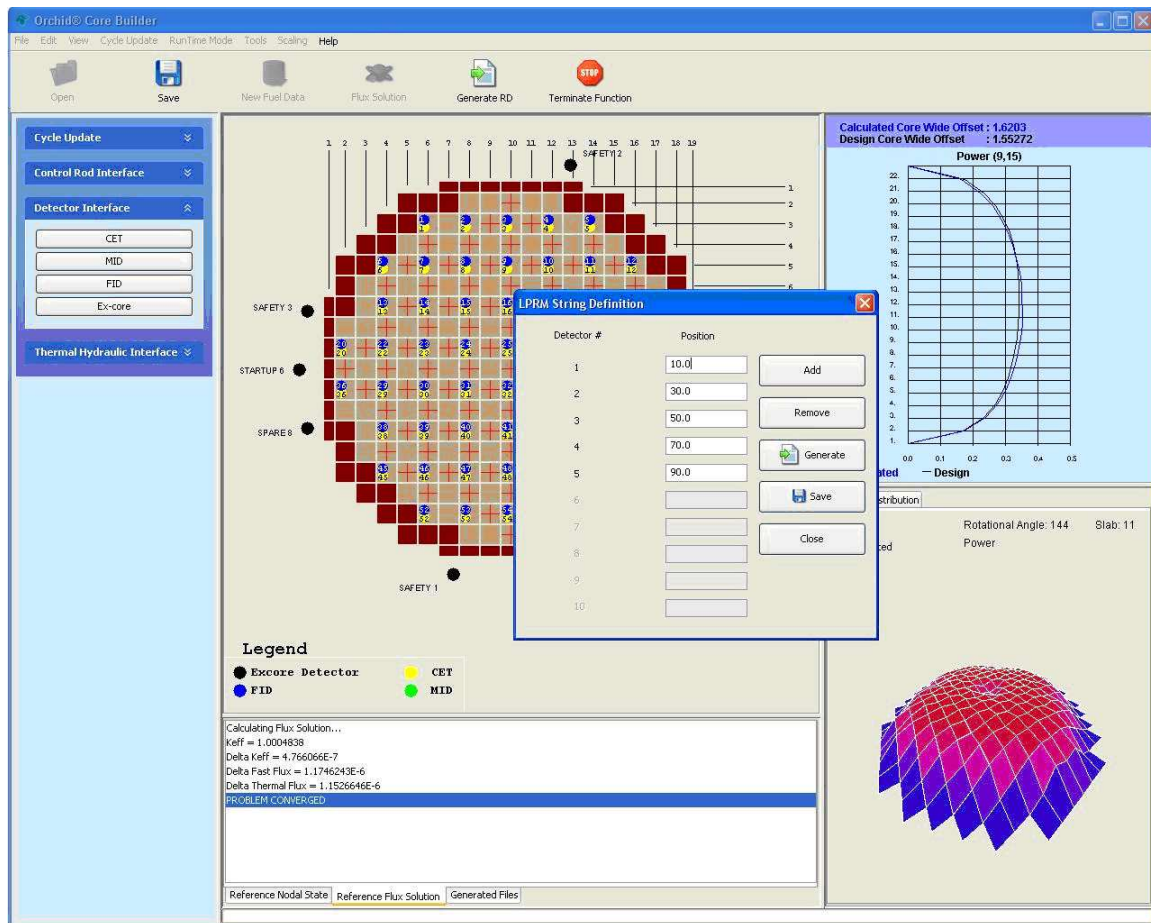


Fig. 3-44 Esempio di schermata di ORCHID® Core Builder

- **ORCHID® Modeling Environment** dedicato alla modellazione ed alla progettazione dei complessi sistemi di impianto si basa su tool grafici efficienti e su una ricca libreria di oggetti, risultato di un'esperienza di tre decenni; il risultato è una capacità intrinseca di modellazione dei componenti dell'impianto di potenza, dal contenimento ai controlli alla rete elettrica, ai componenti termoidraulici. Si associa nel corso della simulazione capacità di visualizzazione grafica delle variabili del sistema. Il codice termoidraulico proprietario di L3-MAPPS è ANTHEM™.

Il sistema è aperto all'interfacciamento con codici di calcolo termoidraulici non proprietari come il CATHARE 2 (progetto IRSN SOFIA).

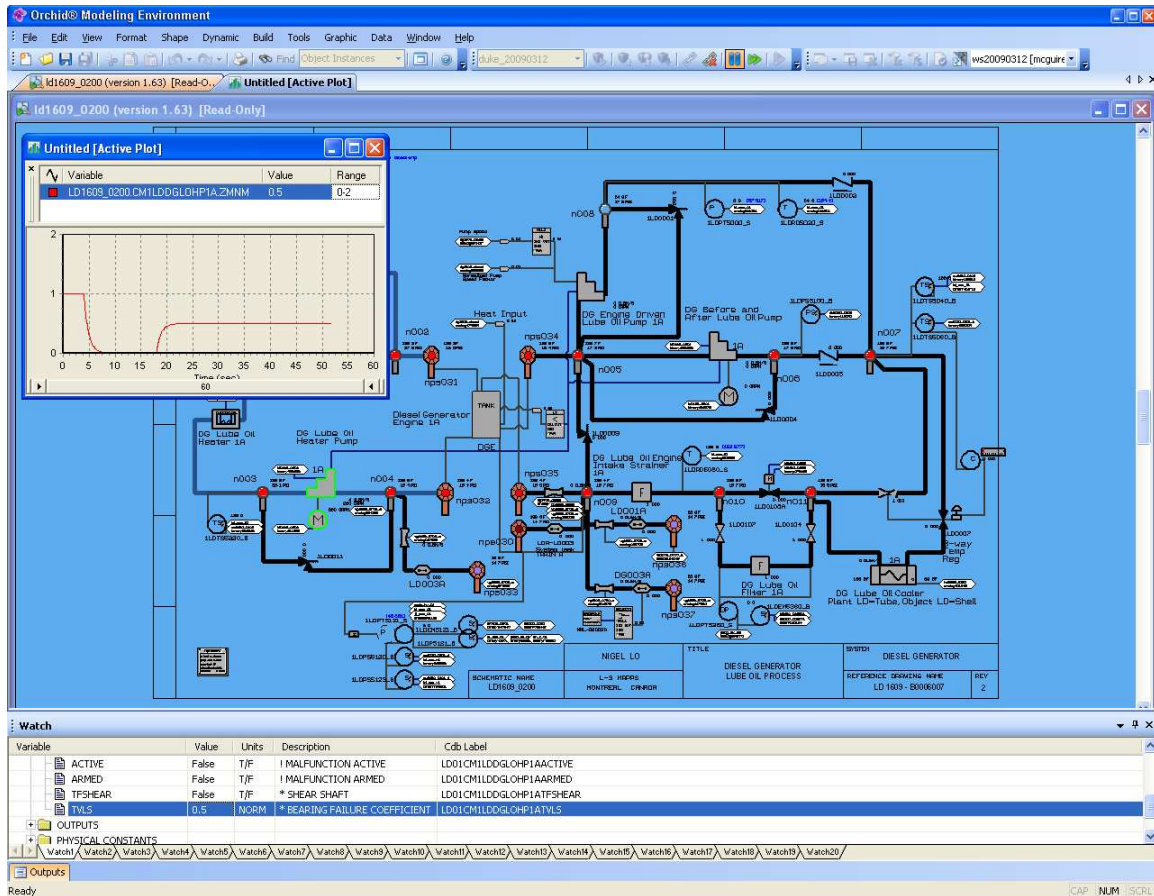


Fig. 3-45 Esempio di schermata di ORCHID® Modeling Environment

- Altre componenti importanti ma a valenza principalmente di istruzione e di simulazione full scope sono: ORCHID® **Graphic Editor**, ORCHID® **Control System**, ORCHID® **Instructor Station**, ORCHID® **Multimedia Manager**, ORCHID® **Configuration Manager**, ORCHID® **Simulator Executive**, ORCHID® **Input Output**, ORCHID® **Network Loader**, ORCHID® **Sound System**.

I sistemi sopraelencati sono il portato di una lunga esperienza professionale nel campo delle simulazioni nucleare, navale e aeronautico.

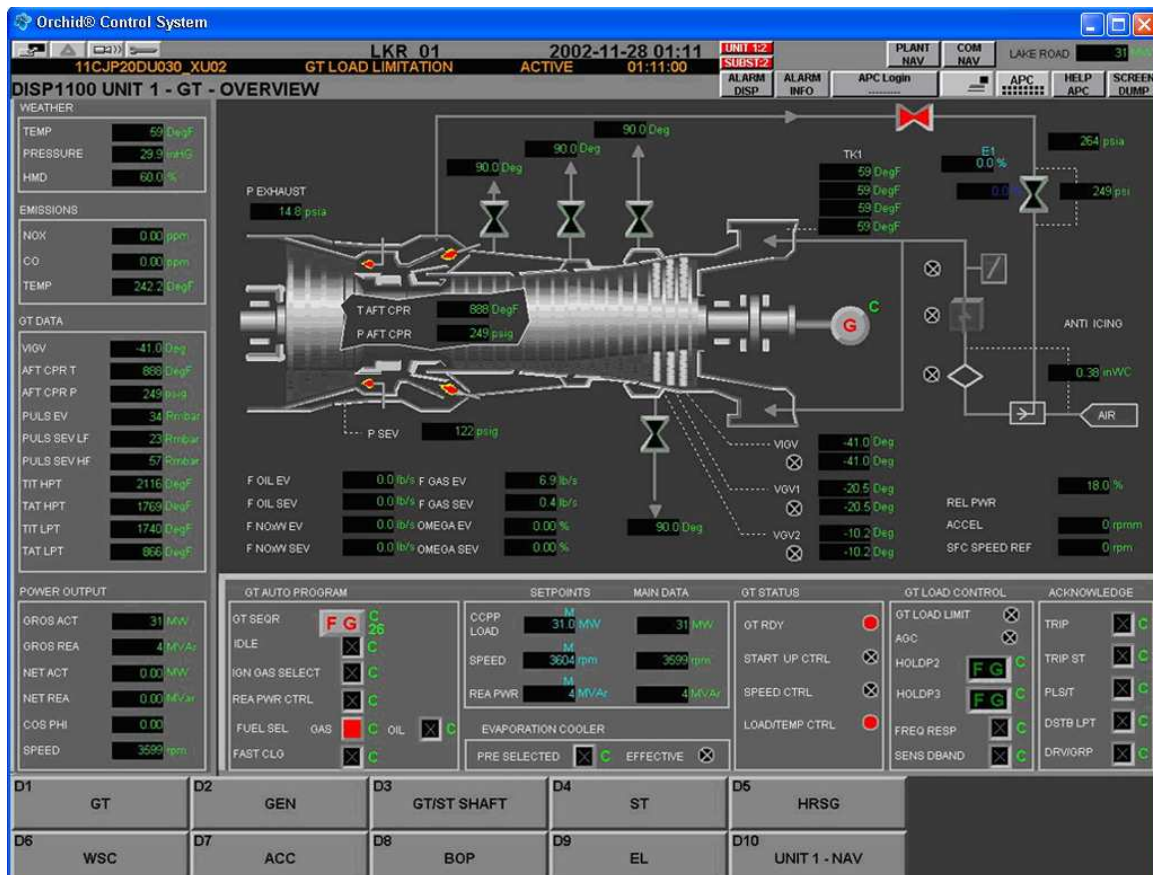


Fig. 3-46 Esempio di schermata di ORCHID® Control System

3.11.3. ADAM

ADAM (Accident Diagnostic, Analysis and Management) è un sistema per la simulazione e la gestione di incidenti severi (SA) ad impianti di potenza nucleari. Le capacità di simulazione si basa su un insieme di modelli fenomenologici relativi alla termodraulica, allo scambio termico, al surriscaldamento del combustibile, alla sua fusione e rilocalizzazione, al rilascio e trasporto dei prodotti di fissione, alla generazione e combustione di gas (come l'idrogeno) ed alla interazione del nocciolo con il calcestruzzo.

Il modello generale dell'impianto è definito tramite una nodalizzazione a grana spaziale relativamente larga; la simulazione non mantiene volutamente il tempo reale ma i risultati del calcolo sono accelerati rispetto alla realtà (da 100 a 1000 volte più veloci) per esigenze di previsione.

Il sistema include la possibilità di attivare vari sistemi di iniezione di acqua, inclusi i meccanismi ingegneristici di sicurezza (ESF –Engineered Safety Features), i meccanismi per la convalida della gestione dell'incidente e le azioni di ripristino.

Esiste un largo spettro di situazioni incidentali trattate in grado di portare ad incidenti severi in impianti ad acqua leggera.

I modi operativi di ADAM sono:

1. **Pikett Ingenieur (PI)** – Tale modalità è propria delle installazioni presso HSK (Ispettorato Svizzero per la Sicurezza Nucleare). Essa fornisce un'informazione grafica sintetica delle condizioni dell'impianto, unita ad una diagnostica di massima.
2. **Diagnostica in linea (D)**. – In tale modalità operativa il sistema, a partire da specifici parametri di impianto (congruenti ai dati misurati sperimentalmente dai sensori di strumentazione e registrati sui calcolatori di processo) che alimentano ADAM a una frequenza di rinfresco prefissata (2 minuti nel caso degli impianti svizzeri), verifica i vari margini di sicurezza degli impianti in caso di incidente severo tramite appositi allarmi (ad esempio: margine al danneggiamento del nocciolo, margine alla perdita di integrità del contenimento, margine all'attuazione dello sfiato, e così via). Inoltre lo stato del reattore, del contenimento e dei altri edifici sono costantemente monitorati per fornire una diagnostica degli eventi basata sui sintomi.
3. **Accident Management and Analysis (A)** – In tale modalità il sistema effettua la simulazione dei vari scenari incidentali a fronte delle misure di intervento incidentale. ADAM fornisce così uno strumento efficiente e versatile nell'analisi ingegneristica degli incidenti severi, come pure nell'esame degli scenari e nella messa a punto dei piani di emergenza.

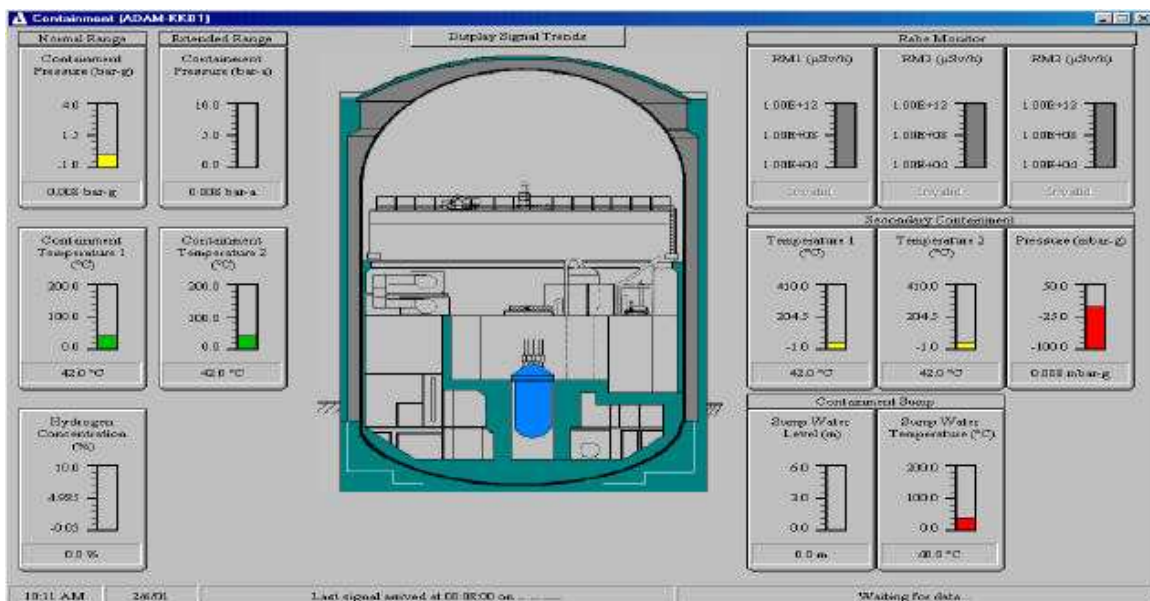


Fig. 3-47 Esempio di schermata di ADAM-D

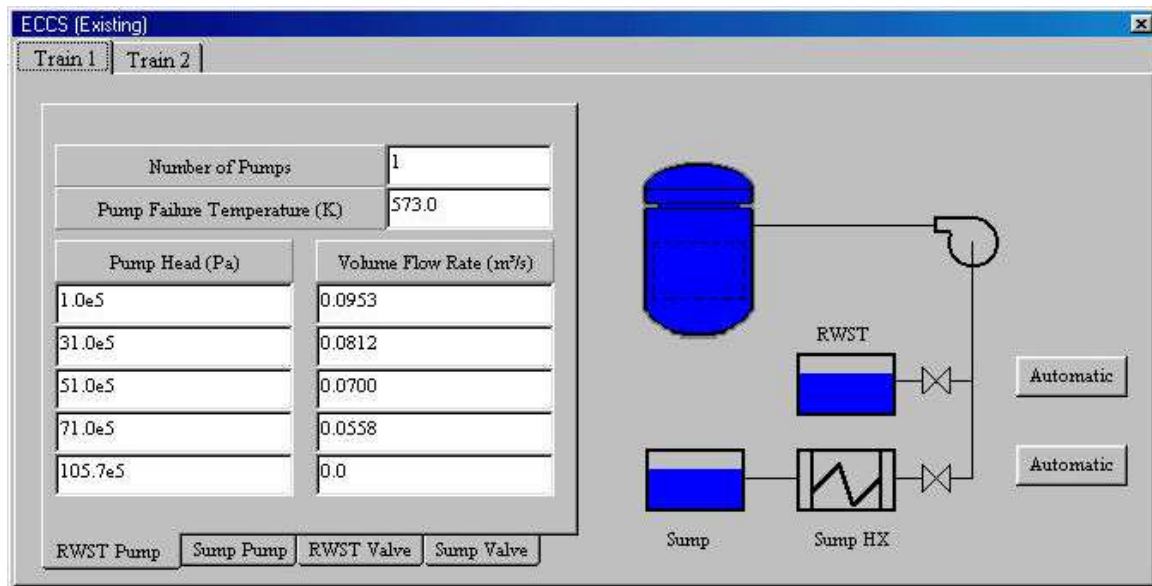


Fig. 3-48 e Esempio di schermata di ADAM-A

I calcoli dei margini effettuati dal sistema si riferiscono al tempo a disposizione prima del verificarsi di una condizione specificata. I tipici margini calcolati sono:

- Scopertura del nocciolo,
- Sfiato del contenimento,
- Perdita di integrità del contenimento,
- Saturazione della piscina di soppressione,
- Svuotamento della piscina di soppressione,
- Svuotamento dell'acqua del contenitore del condensato,
- Combustione dell'idrogeno, e così via

Il sistema è stato impiegato per reattori PWR Westinghouse, PWR Siemens/KWU, BWR General Electric, VVER.

Il modello matematico di simulazione è in grado di supportare la simulazione di uno spettro completo di incidenti severi in grado di portare alla rottura del contenitore a pressione del reattore, ad interazioni del nocciolo con il calcestruzzo ed alla pressurizzazione del contenimento. Tra i modelli meccanicistici sono inclusi:

- Termoidraulica a flussi separati in condizioni di non equilibrio (inclusa la gestione dei flussi critici e non).
- Scambio termico verso le strutture di acciaio e la struttura in calcestruzzo.

- Parametizzabilità del surriscaldamento del combustibile, della sua fusione, rilocalizzazione e del raffreddamento delle scorie fuse.
- Rilascio dei prodotti di fissione, trasporto lungo il circuito primario ed il contenimento fino al rilascio verso l'ambiente (sia per la fase in-vessel che fuori-vessel).
- Rivaporizzazione dei prodotti di fissione.
- Generazione, trasporto e combustione di idrogeno ed ossido di carbonio.
- Interazione del nocciolo con il calcestruzzo.
- Sistema di raffreddamento di emergenza (ECCS) e sistema di rimozione del calore di decadimento.
- Decadimento dei radionuclidi e trasmutazione per 60 nuclidi rilevanti dal punto di vista del rischio.

ADAM include la scelta di protocolli di azione diversi per l'esame delle strategie di intervento accidentale e delle relative conseguenze. La metodologia di analisi What if e degli impatti delle scelte di intervento incidentale servono di base per la predisposizione delle direttive di gestione degli incidenti severi (SAMG) e per la pianificazione di emergenza.

Esemplificazione di alternative procedurali e valutazione degli impatti:

- Aggiunta di acqua in un nocciolo degradato (effetto del tempo e della velocità di iniezione sull'ossidazione del metallo e sul rilascio dei prodotti di fissione).
- Depressurizzazione manuale del sistema di refrigerazione primario (effetto del tempo di depressurizzazione e del relativo protocollo operativo (se tramite le valvole del pressurizzatore oppure tramite le valvole di rilascio del generatore di vapore) nei confronti del raffreddamento del nocciolo, della progressione del danneggiamento e della generazione di idrogeno).
- Isolamento del generatore di vapore a seguito di SGTR (effetto di una modifica del tempo di diagnostica e di rilevamento della fuoriuscita e del tempo di attuazione dell'isolamento nei confronti della progressione di danneggiamento e dei rilasci nell'ambiente).
- Iniezione di acqua al generatore danneggiato conseguente a uno SGTR (impatto dell'iniezione dell'acqua e della quantità e velocità di acqua iniettata sul rilascio dei prodotti di fissione).
- Ripristino dell'isolamento del contenimento prima del danneggiamento del nocciolo (problematiche di rivelabilità e diagnostica, impatto sulla progressione del danneggiamento, sul rilascio dei prodotti di fissione, e sulla combustione dell'idrogeno).
- Allagamento della regione inferiore del contenimento (impatti sul raffreddamento delle scorie del nocciolo, sulla generazione di idrogeno, sulla rottura della testata inferiore, sul carico del contenimento e sul rilascio e trasporto dei prodotti di fissione).

- Sfiato del contenimento (impatto di un intervento manuale piuttosto che automatico, impatto del tempo di sfiato sul rilascio dei prodotti di fissione e di attività sull'ambiente, possibilità di controllo della combustione di idrogeno tramite uno sfiato manuale).
- Sistema di rimozione del calore dal contenimento (impatto del tempo di attuazione / ripristino sull'integrità del contenimento, impatto sul rilascio dei prodotti di fissione, impatto della velocità di raffreddamento).

3.11.4. Web Based Simulator

I grandi sistemi di codici per effettuare analisi tramite computer, come RELAP5, RETRAN, TRAC-M, CATHARE sono risultati estremamente utili per valutare un'ampia serie di situazioni negli impianti nucleari, sia simulando le normali condizioni di funzionamento, che dei possibili incidenti. Questi sistemi di codici in genere richiedevano fino a non molto tempo fa dei mezzi di calcolo ad alte prestazioni, se si volevano simulare i fenomeni complessi che avvengono nei reattori nucleari. Tuttavia il rapido avanzamento tecnologico attualmente permette un efficace utilizzo di questi codici anche su dei personal computer, in molti casi anche in tempo reale, e questo ne ha permesso un uso più ampio che in passato. Un aspetto che ne limita un uso ancora più ampio è il fatto che tali codici in genere hanno ancora un sistema complicato di I/O. Questo ha spinto alla realizzazione di strumenti per lo sviluppo interfacce grafiche (GUI) amichevoli per i codici best - estimate, come SNAP e PEGASYS. Un ulteriore progresso è lo sviluppo di sistemi real-time con la possibilità di diffondere i risultati tramite interfaccia web, utilizzando le connessioni Internet a larga banda, ormai ampiamente disponibili. Questo permetterebbe di agevolare un lavoro di team, anche tra persone geograficamente distanti. Un lavoro in tale direzione è stato effettuato da K.D. Kim (Korea Atomic Energy Research Institute) e Rizwan-uddin (University of Illinois at Urbana-Campaign). Il loro lavoro è diviso in due parti: la realizzazione di un "motore", e lo sviluppo di una GUI. Entrambi gli aspetti sono stati realizzati tramite prodotti disponibili, ossia con RELAP5 per quanto riguarda il motore di simulazione, e l'ambiente grafico LABVIEW per lo sviluppo dell'interfaccia grafica basata su web. La scelta di RELAP5 è stata dettata dal fatto che è un ambiente largamente diffuso ed utilizzato, e sono già disponibili per esso delle descrizioni di impianti nucleari, che possono essere utilizzati direttamente o con poche modifiche. LABVIEW è utilizzato ampiamente per processare dati sperimentali, e comprende un linguaggio di programmazione grafica che permette di sviluppare in modo relativamente semplice interfacce grafiche basate su web. Il sistema è installato su un computer server con sistema operativo Windows, scelta dettata dal fatto che si fa uso della tecnologia Dynamic Link Library per RELAP5, ma i client web ovviamente possono funzionare su qualsiasi sistema operativo.

La Fig. 3-49 mostra lo schema del simulatore basato su web. L'utente sceglie i files di input ed output e quindi preme un bottone "run" su una console principale. Un utente privilegiato, il Master user, che può essere anch'esso un utente remoto, oppure locale, può simulare le azioni di un operatore, e l'utente può seguire graficamente l'evoluzione del sistema in base a tali azioni.

A titolo di esempio vengono mostrate le schermate relative alla finestra principale e ad una delle finestre di output riguardanti un tipico Westinghouse PWR a due loop, ma il simulatore può essere adattato abbastanza semplicemente ad altri impianti.

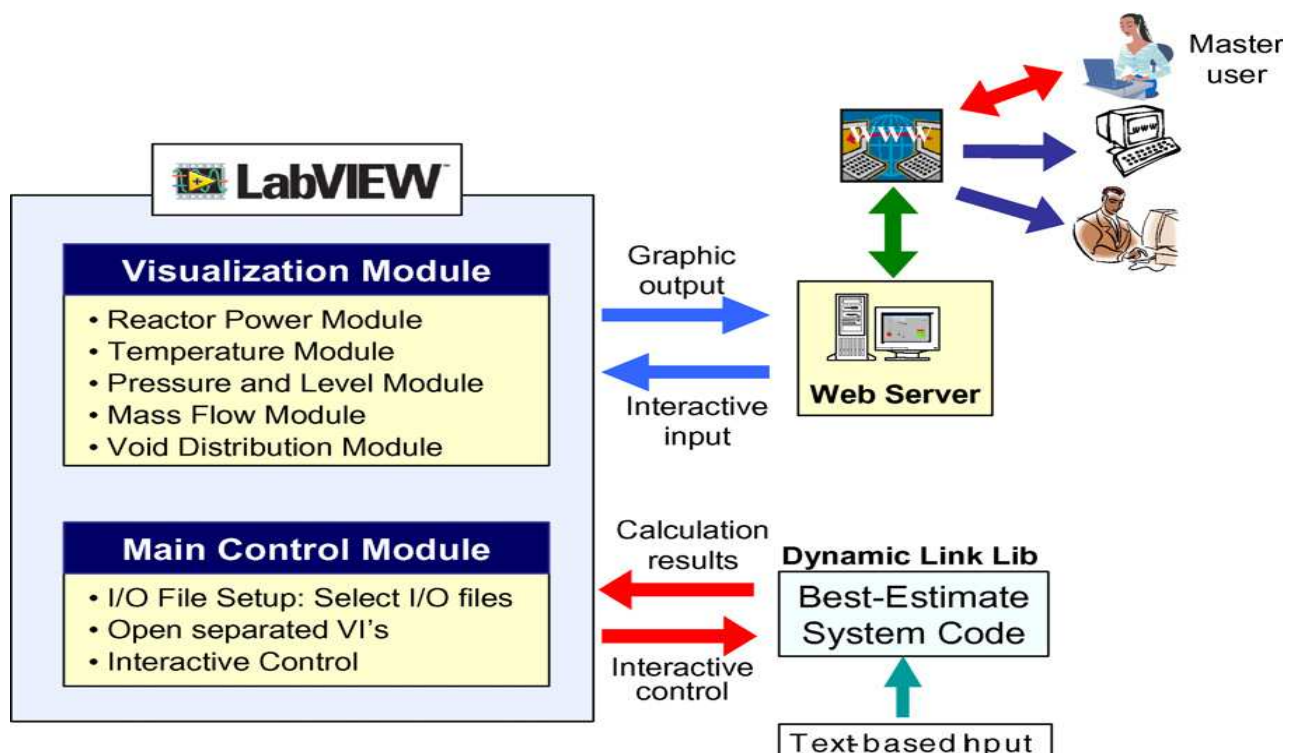


Fig. 3-49 Web based simulator

La Fig. 3-50 mostra la finestra principale, dalla quale si possono selezionare i files da caricare che descrivono l'impianto, ed i files di output. Da questa finestra si può far partire l'impianto, metterlo in pausa e fermarlo, ed inoltre possono far partire delle simulazioni di incidenti. La pagina permette anche di selezionare delle finestre di output, nelle quali vengono mostrate in forma grafica le evoluzioni di grandezze fisiche. Una di queste ad esempio è quella visibile in Fig. 3-51, che mostra i valori di pressione e temperatura dell'acqua.

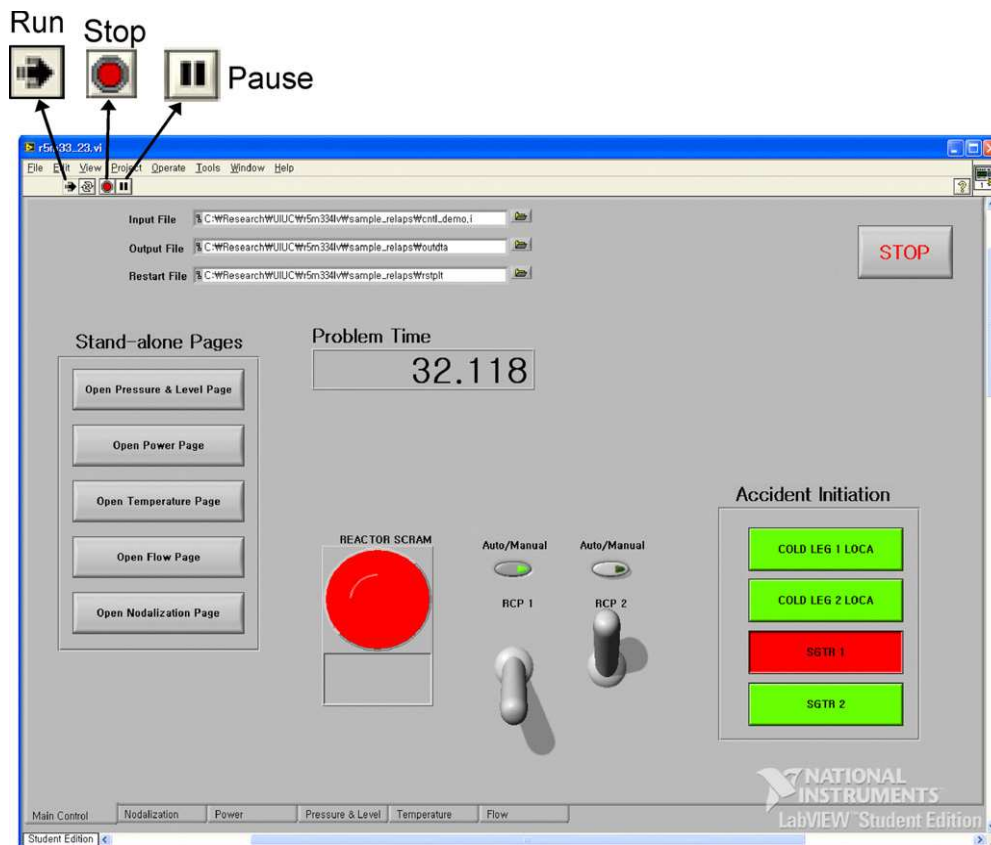


Fig. 3-50 Finestra principale

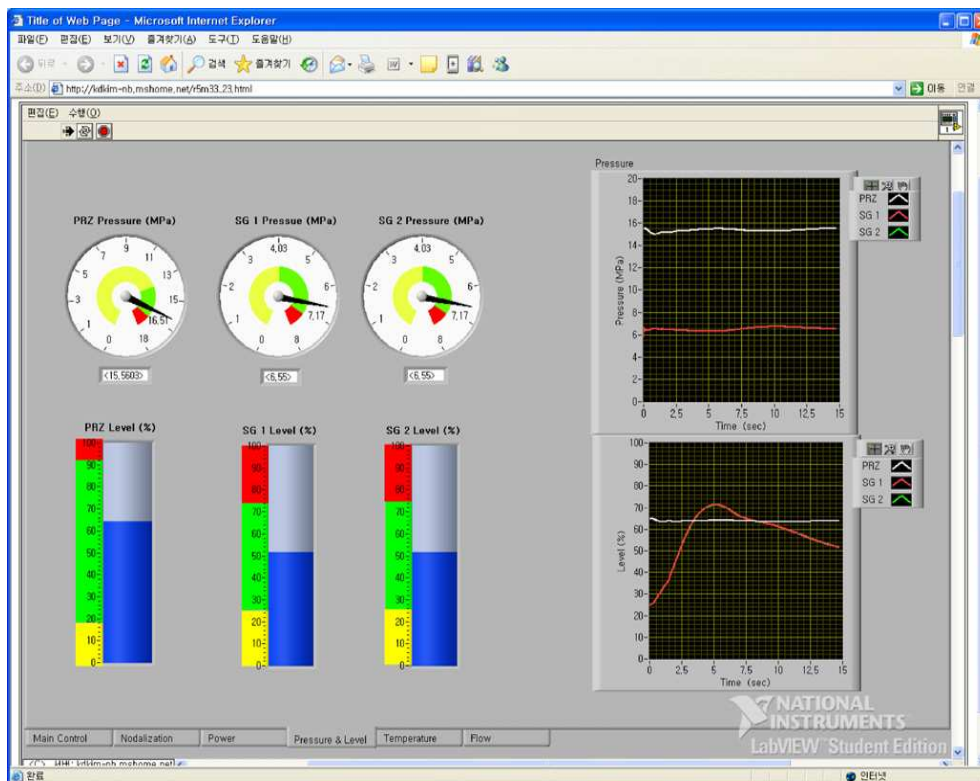


Fig. 3-51 Indicatori di pressione e temperatura

Infine, c'è da notare che, mentre in molti simulatori si utilizzano dei modelli semplificati con una modellazione spaziale relativamente grossolana, il RELAP5 è un codice che effettua delle simulazioni con una distribuzione spaziale molto dettagliata, e questo permette di avere anche delle rappresentazioni grafiche di grandezze di interesse, tramite delle finestre dette di "nodalization".

Ovviamente la rappresentazione è strettamente collegata all'impianto in esame. A titolo di esempio si riporta in Fig. 3-52 una di tali finestre.

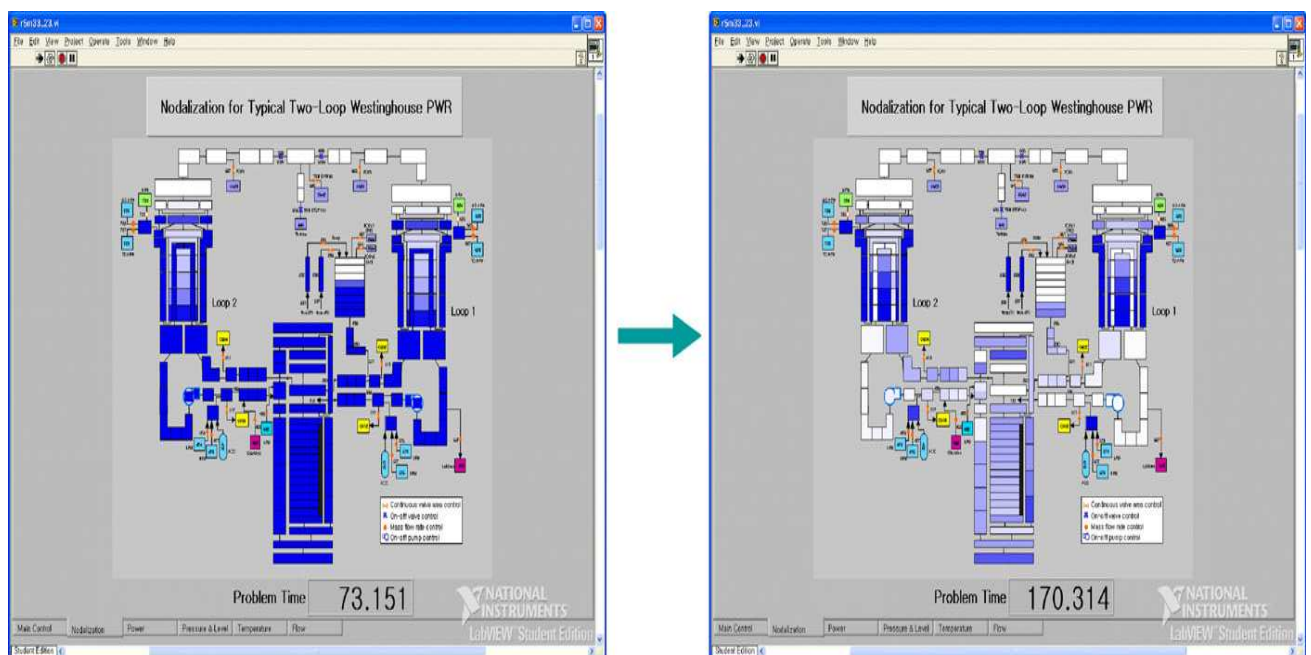


Fig. 3-52 Nodalizzazione primario

3.11.5. Simulatori (orientati al controllo) di DEMO LFR e XADS

3.11.5.1. DEMO LFR

Lo sviluppo di un simulatore per reattori raffreddati a piombo liquido permette lo studio della dinamica al fine di ottenere informazioni per la messa a punto di un appropriato sistema di controllo. Il simulatore (Fig. 3-53) è costituito da due modelli principali (il core e il generatore di vapore) e due componenti minori che tuttavia risultano essenziali per poter simulare il circuito primario (pompa di circolazione e pool).

Un modello di nocciolo zero dimensionale, a parametri concentrati, è stato sviluppato per trattare sia la neutronica che la termoidraulica del core e comprende le principali controeazioni di reattività.

Il modello è stato realizzato risolvendo i bilanci di massa ed energia: l'approccio mediante cinetica puntiforme è stato adottato per il nocciolo mentre un modello di singolo canale medio è stato adottato per lo scambio termico, considerando tre principali zone: combustibile, guaina e termovettore. Infatti alla luce delle problematiche relative alla corrosione del piombo, tenere sotto osservazione la temperatura della guaina diventa di fondamentale importanza. I due sistemi, neutronica e termoidraulica, risultano accoppiati grazie all'inserimento nel modello delle principali controeazioni neutroniche (effetto Doppler, densità del termovettore, espansioni assiali e radiali).

Il modello di riferimento del core è non lineare e comprende una trattazione a sei gruppi dei precursori neutronici.

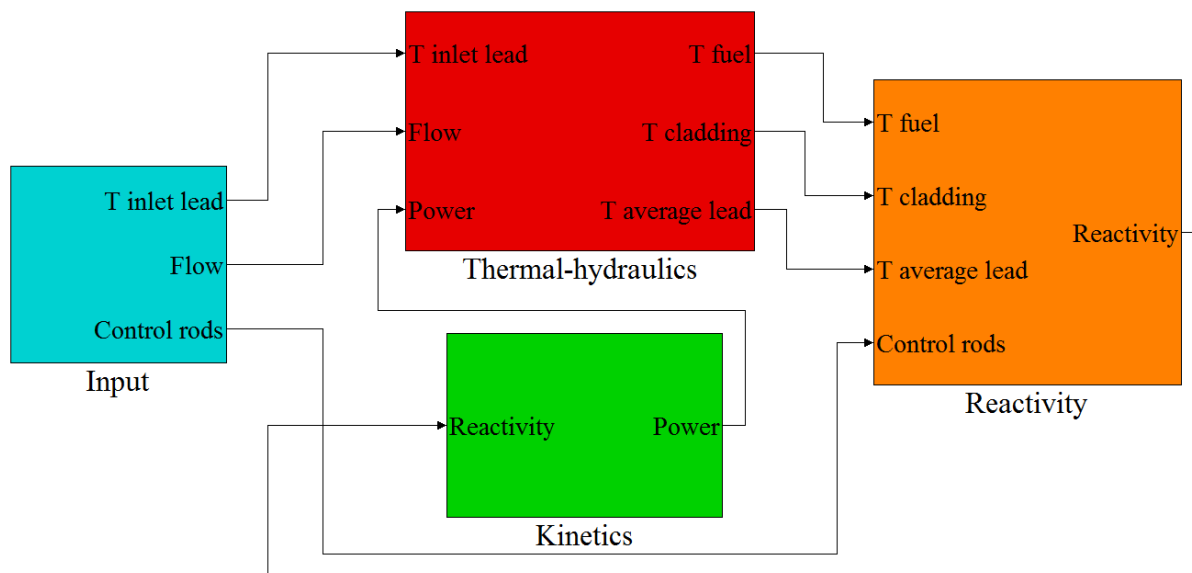


Fig. 3-53 Schema Simulink del simulatore di LFR DEMO

3.11.5.2. XADS

Il reattore XADS appartiene alla categoria dei reattori sottocritici e necessita di una sorgente neutronica esterna per il suo funzionamento. Esso è costituito da un sistema primario, in cui circola una miscela di piombo-bismuto quale fluido termovettore, e da un sistema secondario di due circuiti percorsi da olio diatermico e raffreddati da una batteria di tre aerotermi posti in serie. Aspetti essenziali della sua dinamica sono: la concomitanza, nel circuito secondario del reattore, sia di elementi

attivi (aerotermini funzionanti in circolazione forzata) che di elementi passivi (aerotermini funzionanti in circolazione naturale); uno scambio termico fra piombo-bismuto e olio diatermico caratterizzato da differenti inerzie termiche e da differenti tempi di transito di tali fluidi nei rispettivi circuiti.

Il secondario del reattore XADS è stato modellizzato in ambiente Simulink: ciò ha permesso di individuare i principali parametri di comportamento dinamico e, successivamente, di studiare il sistema di regolazione più appropriato per l'intero impianto.

Lo schema del simulatore per il reattore XADS è schematizzato nella Fig. 3-54.

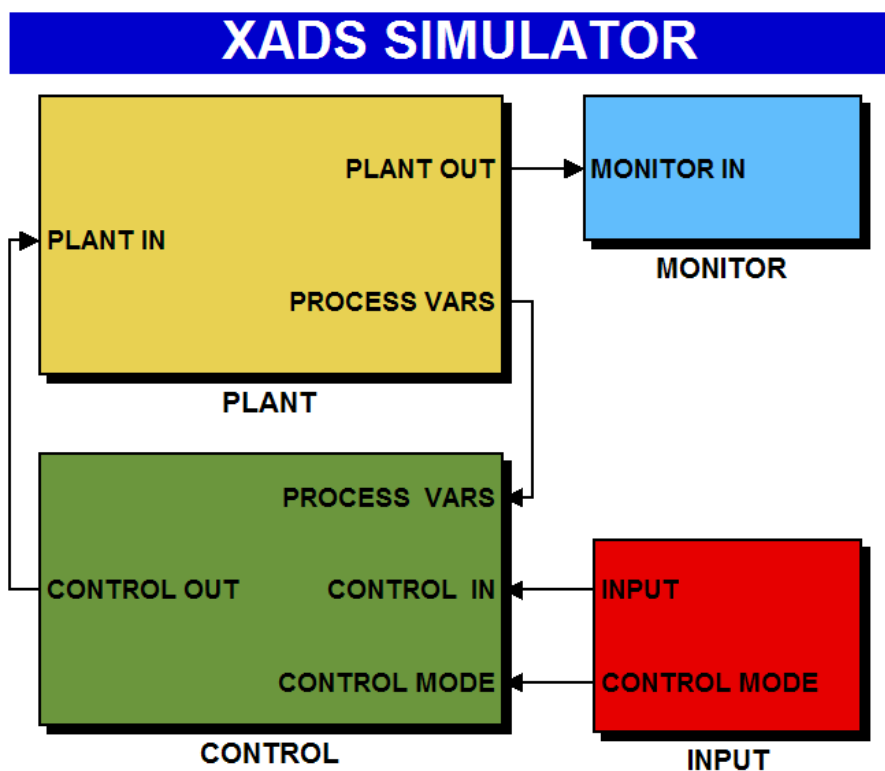


Fig. 3-54 Schema Simulink del simulatore per il reattore XADS

4. Macro Funzionalità tipiche dei Simulatori di Ingegneria

4.1. Supporto alla progettazione

4.1.1. Applicazioni di Supporto alla Progettazione

Nelle operazioni riguardanti la costruzione e l'esercizio di un impianto nucleare, l'impiego di un simulatore full-scope specifico per l'impianto in esame, non deve essere limitato agli aspetti di addestramento del personale di centrale che si troverà ad operare nella sala di controllo principale. I simulatori possono avere grande importanza anche per quanto riguarda alcuni aspetti di supporto alla progettazione. L'impiego dei simulatori ai fini della progettazione non deve essere visto come un reale strumento di supporto alla progettazione meccanica/impiantistica di sistemi strutture o componenti, l'impiego del simulatore deve essere legato all'ottimizzazione delle funzioni. Una volta che il progetto dell'impianto è stato definito è possibile avere a disposizione un simulatore full-scope in cui i modelli utilizzati siano più o meno semplificati; tale strumento risulterà particolarmente utile nella comparazione di diverse procedure, caratterizzate dalla stessa finalità, al fine di individuare quella che possa garantire i maggiori margini di sicurezza e gestione dell'impianto. Successivamente, una volta individuate le migliori procedure da adottare e definite le prescrizioni operative, lo stesso simulatore (o eventualmente sviluppato per dare maggiore risalto ad alcuni aspetti particolari) verrà usato per addestrare il personale sulle stesse procedure operative, nelle diverse condizioni d'impianto, definite in precedenza.

In particolare i simulatori sono riconosciuti essere i migliori strumenti per il supporto allo sviluppo in quanto consentono di validare in tempo reale la correttezza di determinate procedure operative relative a condizioni di emergenza dell'impianto, oltre a validare quelle che sono le normali procedure operative. In particolare attraverso un simulatore ingegneristico è possibile:

- Individuare la necessità di modificare i test proposti da eseguire sull'impianto;
- Condurre determinati studi ingegneristici;
- Addestrare altro personale tecnico di supporto della centrale.

Pertanto, insieme alla fornitura del simulatore, i sistemi che mostrano i parametri importanti ai fini della sicurezza e le procedure operative in condizioni di emergenza basate sulle condizioni d'impianto sono i tre fattori principali che consentono di raggiungere miglioramenti a livello di sicurezza e contemporanea riduzione del rischio complessivo.

La messa in servizio di nuovi impianti ha mostrato l'importante valore aggiunto che si ottiene avendo un simulatore full-scope, riferito all'impianto in esame, ben prima che si abbia il caricamento del combustibile all'interno del nocciolo del reattore. Tale simulatore, non soltanto è utile per l'addestramento anticipato del personale di centrale ma fornisce anche un utile strumento per contribuire allo sviluppo e alla validazione di procedure d'impianto, per svolgere prove in bianco delle attività di messa in opera e ridurre le dosi al personale.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	NNFISS – LP2 - 057	0	L	77	181

4.1.2. Il Simulatore a supporto della definizione della strategia di controllo

L'obiettivo del sistema di controllo è quello di portare il reattore da condizioni di criticità a potenza zero fino alle condizioni di potenza nominale (e viceversa) con la possibilità di seguire una generica legge di controllo sul carico elettrico. In generale l'architettura del sistema di controllo sarà basata su uno schema di controllo coordinato dove un controllore (master) con le funzioni di supervisore sarà in grado di differenziare le diverse modalità di funzionamento (piena potenza, *start up*) oppure di distinguere particolari condizioni di funzionamento quali il trip della turbina o la chiusura in isola, e inviare appropriati valori di *setpoints* e di *feedforward* ai controllori (*slave*) che gestiranno direttamente le variabili controllate (ad esempio la velocità di inserzione delle barre di controllo, la portata sul circuito secondario, la parzializzazione della valvola di ammissione del vapore in turbina, l'apertura della valvola di sorpasso della turbina per l'invio del vapore direttamente al condensatore, ecc.). I controllori slave sono in genere basati su una combinazione di elementi PI/PID coadiuvati da schemi in *feedforward*.

Per valutare le caratteristiche di un sistema di controllo nelle diverse condizioni di funzionamento è indispensabile un simulatore che sia sufficientemente preciso e veloce per consentire l'esecuzione di un gran numero di simulazioni per la definizione delle caratteristiche dell'azione di controllo, dei *setpoints* e dei guadagni dei controllori.

4.2. Verification & Validation di Componenti e Sistemi

'Verification' è il termine usato per indicare la verifica delle prestazioni di un componente o sistema sia in termini di hardware (es. disponibilità, resistenza ai guasti) che di software (es. accuratezza di un dato calcolato). 'Validation' rappresenta invece la definizione sistematica delle condizioni in cui il componente o sistema è 'valido', ovvero garantisce le prestazioni cui è chiamato.

L'insieme delle due azioni risulta fondamentale per l'accettazione di un componente o sistema in un impianto nucleare in cui prestazioni e limiti devono essere note e ben documentate per ovvie ragioni di affidabilità ed in definitiva di Sicurezza.

Sistemi e componenti di un impianto possono essere verificati e validati in molti modi diversi. Ad es. pompe e valvole possono essere 'testati' in appositi impianti sperimentali dedicati in cui le condizioni fisiche di operazione previste dal progetto vengono ricreate.

Ma non sempre la 'ricostruzione' delle condizioni operative in una piccola parte dell'impianto è sufficiente. Esistono sistemi che 'per definizione' avrebbero bisogno di

tutto l'impianto (o una frazione rilevante di esso) per poter essere 'verificati e validati'.

Il simulatore di ingegneria risulta lo strumento ideale – e talvolta l'unica soluzione realmente credibile – per le attività di verifica e validazione di alcuni componenti e sistemi complessi dell'impianto nucleare.

Un caso 'canonico' ed emblematico è quello del Digital Control System (DCS). Una volta realizzato andrebbe 'provato' sull'impianto, ricevendone tutti i necessari segnali forniti dal sistema di strumentazione (ad es. temperature, pressioni, livelli, potenze....) e restituendo a sua volta i segnali digitali destinati a realizzare le operazioni di controllo sui vari componenti e sistemi di impianto (ad es. pressione e livello nel circuito primario, potenza reattore, temperatura refrigerante in uscita nocciolo.....).

Evidentemente eseguire tali verifiche su un impianto reale è oneroso oltre che banalmente rischioso. La miglior soluzione è quindi collegare il DCS ad un simulatore di ingegneria che ha l'obiettivo 'istituzionale' di rappresentare il comportamento dell'impianto reale.

Ovviamente tale simulatore dovrà a sua volta essere stato validato per essere ragionevolmente sicuri che il comportamento di impianto 'simulato' sia simile a quello 'reale', e che quindi il DCS si trovi a dialogare con un interlocutore credibile che stimoli le funzioni del sistema di controllo nella maniera appropriata.

4.3. Pre-addestramento per operatori ed istruttori

Il funzionamento sicuro ed efficiente di una centrale nucleare richiede personale qualificato, che abbia seguito un adeguato percorso formativo. Infatti, come riportato nella Guida alla sicurezza AIEA sul reclutamento, qualificazione e formazione del personale per centrali nucleari NS-G-2.8⁵, le funzioni critiche dal punto di vista della sicurezza devono essere svolte unicamente da personale addestrato secondo degli standard riconosciuti. Questo richiede la disponibilità di istruttori competenti che abbiano sia una esperienza pratica che la comprensione teorica di tutti gli aspetti degli argomenti trattati.

Laddove non sia disponibile la necessaria esperienza operativa, è possibile condurre una fase di addestramento per istruttori ed operatori ricorrendo all'utilizzo di simulatori.

In passato l'attenzione è stata rivolta ai simulatori *full scale*; anche quando questi non erano disponibili, era pratica abituale formare il personale ricorrendo a simulatori di impianti aventi caratteristiche simili a quello su cui tale personale sarebbe stato chiamato ad operare.

⁵ **Recruitment, Qualification and Training of Personnel for Nuclear Power Plants Safety Guide**
 Series No. NS-G-2.8, November 19, 2002

L'esperienza ha in seguito dimostrato che anche altri tipi di simulatori⁶, in particolare quelli ingegneristici, erano idonei allo scopo, quanto meno per una fase di pre-addestramento.

In tempi recenti si è poi affermato il principio di estendere i percorsi tecnici formativi anche al personale direttivo non direttamente impegnato nella effettiva conduzione dell'impianto. Tra questi sono inclusi i direttori di impianto a diversi livelli, i responsabili della formazione, i responsabili della sicurezza nucleare, i supervisori e coordinatori per la pianificazione delle operazioni e per la gestione generale dell'impianto.⁷

In generale, un programma completo di addestramento per operatori di impianto deve coprire diversi aspetti, ed in particolare:

- Operazioni generali e specifiche sull'impianto
- Analisi della risposta dell'impianto ad avarie di apparati e/o strumenti
- Strumentazione e controllo di sistemi e processi di impianto
- Controllo di processo computerizzato
- Implementazione di piani di emergenza e gestione di situazioni critiche
- Monitoraggio del nocciolo e protezione dalle radiazioni
- Manutenzione dell'impianto.

I principali vantaggi nell'adozione di un programma di addestramento che comprenda l'utilizzo di simulatori possono riassumersi come segue:

- La possibilità di eseguire in sicurezza tutte le manovre d'impianto necessarie per far fronte a malfunzionamenti ed incidenti
- Eliminazione del rischio per il personale e per l'impianto durante le operazioni
- Possibilità di replica illimitata delle procedure di addestramento a scopi didattici
- Possibilità di sperimentare eventi prima che questi possano verificarsi per la prima volta nell'impianto reale
- Riduzione dei costi del programma di addestramento
- Possibilità di aggiornare il programma di addestramento secondo le esigenze contingenti

Ulteriori vantaggi possono derivare dall'impiego di simulatori di tipo diverso dai *full scope*, in funzione del compito specifico e del livello di addestramento. Tra l'altro, questo tipo di simulatori presenta, in genere, l'innegabile vantaggio di una più agevole trasportabilità, non essendo legato ad un'ingombrante e rigida replica H/W della sala controllo reale.

Di fatto è possibile ricorrere a:

⁶ Selection, specification, design and use of various nuclear power plant training simulators – IAEA-TECDOC-995, Jan 1998

- *Part Task Simulator*: progettati per l'addestramento su specifiche parti o per condizioni particolari dell'impianto, consentono di focalizzare lo studio su aspetti peculiari con un grado di accuratezza superiore a quello fornito dai *full scope*. Ad esempio esistono simulatori dedicati all'addestramento sulle operazioni di ripristino in un incidente di SGTR (Steam Generator Tube Rupture) o sulle operazioni di avviamento e conduzione dei generatori Diesel di emergenza.
- *Compact Simulator (o Engineering Simulator)*: paragonabili per prestazioni ai *full scope*, consentono un pre-addestramento sulle procedure operative, limitato dalla disponibilità di un'interfaccia di comando semplificata rispetto a quella della sala controllo reale. In tal senso sono adatti all'addestramento di personale tecnico non direttamente coinvolto nelle operazioni di impianto.
- *Plant Analyser*: sono strumenti costruiti per studiare transitori d'impianto complessi o fenomeni incidentali con un elevato grado di dettaglio. In tal senso, per questi simulatori non è sempre richiesta la simulazione in tempo reale, essendo lo scopo principale quello della riproduzione accurata dei processi simulati a fini di analisi del comportamento di impianto.

Un programma di addestramento che includa l'utilizzo di diversi tipi di simulatori garantisce infine ulteriori vantaggi, in particolare:

- Gradualità del percorso formativo dalle nozioni teorico pratiche di base fino alla esecuzione di operazioni complesse condotte usualmente su un simulatore *full scope*.
- Possibilità di addestrare efficacemente un più ampio numero di persone.
- Possibilità di seguire programmi individuali di auto addestramento su strumenti di simulazione appositamente concepiti allo scopo.
- Possibilità di un addestramento diversificato del personale in funzione delle mansioni assegnate.
- Riduzione dei costi del programma di addestramento gestendo opportunamente l'impiego del tempo macchina tra i simulatori *full scope* (più costosi) e di altro tipo (meno costosi).
- Utilizzo principale dei simulatori *full scope* per i programmi di addestramento dedicati al personale più qualificato (istruttori) e per i servizi di manutenzione ed aggiornamento H/W e S/W.
- Possibilità di simulare processi ed operazioni al di fuori delle usuali procedure operative e di addestrare il personale a fronteggiare situazioni incidentali non previste in fase di progetto.

⁷ Claudia Quester, GRS, 2010 – *op.cit.* [1]

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	NNFISS – LP2 - 057	0	L	81	181

4.4. Sviluppo e verifica delle procedure operazionali e di emergenza

Sino alla metà degli anni '80, nella sala controllo degli impianti nucleari era invalso l'uso di usare sola documentazione cartacea per la descrizione delle procedure operative. In particolare, queste venivano sviluppate essenzialmente sulla base delle specifiche funzionali di progetto dei componenti e sistemi, sull'esito di preliminari test sperimentali e sulla base dell'esperienza pregressa degli operatori d'impianto. Parallelamente, venivano definiti anche i singoli allarmi di impianto con una gerarchia di intervento (da semplici *warnings* a veri e propri *alarms*) legata alle sequenze operative attese. All'epoca vennero anche sviluppati i primi sistemi automatici di monitoraggio dello stato generale di un impianto, basati su semplici alberi di guasto (*Status Trees*), capaci di fornire un'indicazione sintetica dello stato delle principali funzioni di riferimento (*RCS Inventory, Core Cooling, Subcriticality, Heat Sink, Containment Integrity*).

In tempi più recenti, si è andata affermando la disponibilità di procedure computerizzate (*Computerized Procedures*), ovvero implementate sui computer di sala controllo e visualizzabili sui monitor della stessa. In tal modo è stato possibile sviluppare uno strumento di particolare efficacia a supporto del lavoro degli operatori di impianto. La naturale evoluzione di questo concetto ha portato alla realizzazione di sistemi interfacciati in tempo reale con tutti i sensori e sistemi di controllo dell'impianto, secondo le seguenti linee guida:

- funzionamento come programmi di applicazione del sistema di controllo;
- concepiti e destinati principalmente come supporto per l'esecuzione delle procedure in condizioni anomale o di emergenza;
- esecuzione dei singoli comandi/azioni demandata comunque ai soli operatori, escludendo qualsiasi possibilità che il sistema computerizzato possa sostituirsi ad essi (il sistema suggerisce ed avverte ma non impone);
- presentazione delle procedure tramite diagrammi di flusso (flow-chart);
- visualizzazione gerarchica delle azioni previste con evidenziazione delle informazioni parallele contingenti;
- possibilità di gestire (controllo e manutenzione) direttamente il sistema, di sviluppare procedure alternative e di generare automaticamente delle procedure cartacee di back-up;

ed offrendo i seguenti vantaggi operativi rispetto all'utilizzo di procedure su supporto cartaceo:

- minore complessità;
- ridotto carico di lavoro mentale;
- più diretta accessibilità ai dati;
- intuitività d'uso.

A titolo d'esempio, nelle figure seguenti sono riportate due tipiche schermate del sistema di procedure computerizzate e di allarme sviluppato da Westinghouse per l'impianto AP1000.

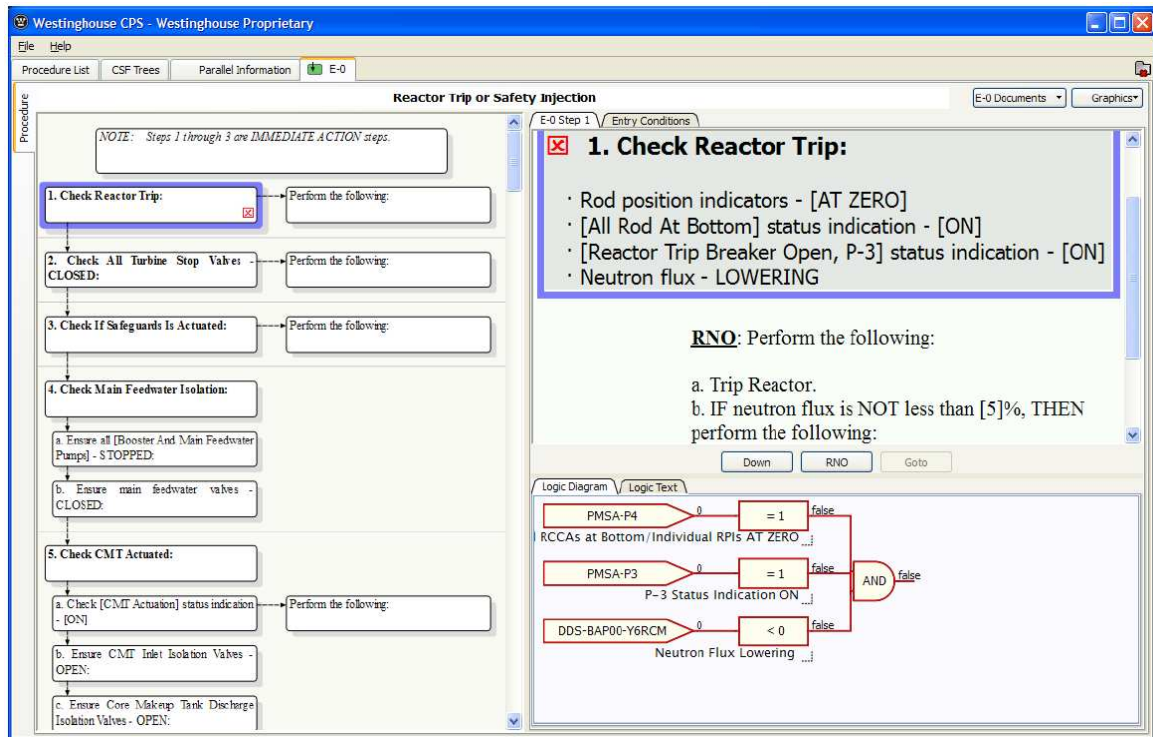


Fig. 4-1 Schermata tipica del sistema di procedure computerizzate dell'AP1000

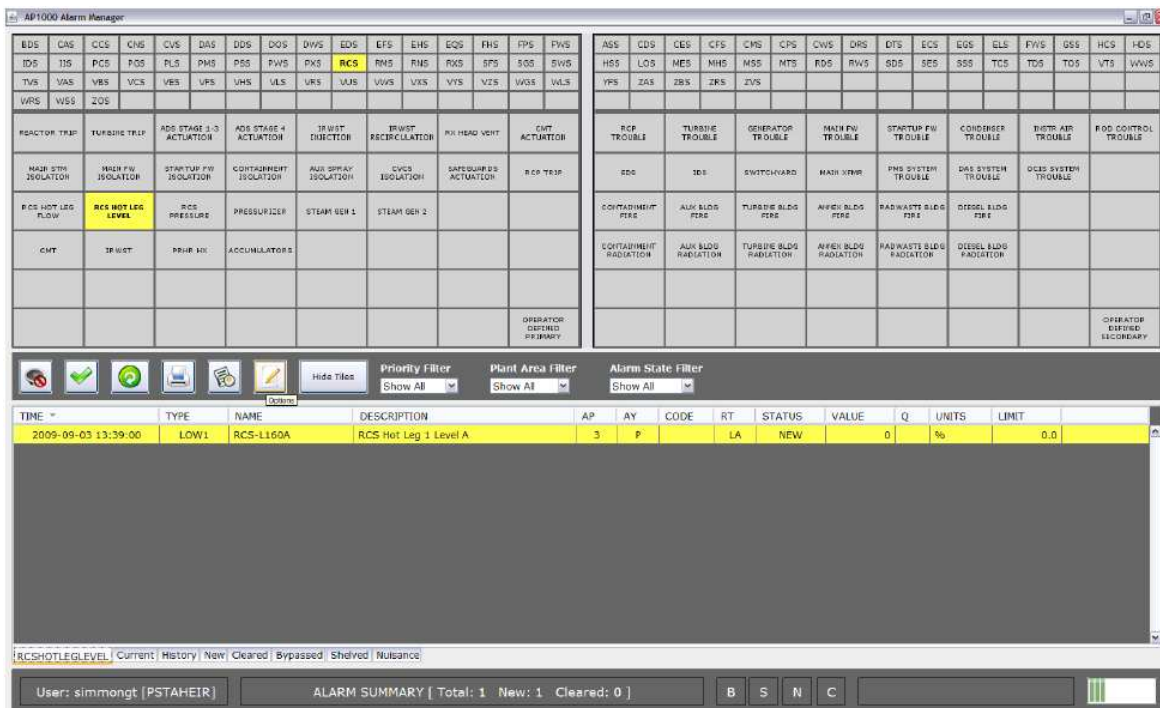


Fig. 4-2 Schermata tipica del sistema di allarme dell'AP1000

La corretta riproduzione di tutte le sequenze previste dalle procedure operative ha da sempre costituito il principale banco di prova per l'accettazione e validazione (*Acceptance and Validation Tests*) dei simulatori, in particolare di quelli *full replica*. In genere, a queste prove viene aggiunta una serie di controlli di accuratezza nelle condizioni stazionarie, consistenti nella verifica di stabilità nel tempo dei valori assunti da un certo numero di variabili di riferimento, in un consistente arco temporale, in diverse condizioni stazionarie dell'impianto simulato.

D'altra parte, con la diffusione dei sistemi computerizzati, è oggi possibile pensare di utilizzare un simulatore ingegneristico proprio a supporto dello sviluppo e verifica delle procedure operative di un impianto nucleare in condizioni sia normali che incidentali, ribaltando di fatto il processo di validazione.

Il processo potrà coprire tutte le procedure previste, ed in particolare:

- normali operazioni d'impianto (start-up, shutdown, variazioni di potenza tra 0 e 100%, fermate per ispezione e manutenzione);
- operazioni in condizioni incidentali (semplici o multiple)

La flessibilità propria di un moderno simulatore ingegneristico dovrebbe permettere di fatto lo studio di situazioni operative anche al di fuori di quelle normalmente previste dalle procedure, come pure di studiare situazioni complesse, in cui intervengano malfunzionamenti multipli in sequenza.

Analogamente al caso della attività di 'Verification and Validation' di sistemi e componenti, anche nel caso dello sviluppo delle procedure operative e di emergenza si può senz'altro affermare che l'uso del simulatore di ingegneria appare come 'la' soluzione rispetto alla impossibilità concreta di eseguire lo stesso lavoro usando un impianto reale ed alla inadeguatezza imposta dall'uso di dati di progetto statici e non sempre in grado di prevedere il reale comportamento dell'impianto nelle varie condizioni operative.

In particolare la 'insostituibile utilità' dell'uso del simulatore appare nell'analisi dei transitori incidentali, soprattutto oggi che i simulatori sono in grado di utilizzare al proprio interno codici di processo avanzati ('high fidelity') in grado di fornire in real time gli output fondamentali dei transitori incidentali (pressioni e temperature di picco, tempistica degli eventi rilevanti, livelli refrigerante lato primario e secondario...) con buona approssimazione. Sotto queste condizioni l'uso del simulatore presenta – rispetto all'ipotetico uso di codici di progettazione e licensing fuori linea – i vantaggi della sistematica completezza di descrizione dell'impianto e di rappresentazione credibile delle reazioni dell'operatore agli allarmi ed indicazioni della strumentazione riportate in Sala Controllo.

Un terreno di recente esplorazione con codici di prestazioni medio-alte è quello della risposta ad incidenti severi. La relativa redazione di 'guidelines' per farvi fronte potrà in futuro poggiarsi sempre più sull'uso di simulatori, man mano che questi verranno arricchiti integrando i più adatti codici per l'analisi di incidenti di questo tipo (v. cap. 5). Anzi per tale sviluppo è immaginabile un utilizzo contemporaneo e parallelo di due simulatori : l'uno per la simulazione dell'impianto da gestire in condizioni incidentali e l'altro per l'utilizzo come Decision Support Tool ad alta velocità per l'analisi 'faster than real' dei possibili scenari alternativi in situazioni in cui la miglior scelta non è evidente all'operatore (v. sezione su utilizzo come DST nel cap. 6).

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	NNFISS – LP2 - 057	0	L	84	181

Evidentemente i due oggetti simulativi potrebbero avere delle caratteristiche leggermente differenziate date le diverse e non del tutto conciliabili esigenze prioritarie (accuratezza per il primo e velocità per il secondo).


4.5. Supporto all'analisi di sicurezza

Esiste la possibilità di utilizzare i simulatori d'impianto come supporto all'analisi di sicurezza. Negli ultimi anni, grazie alla crescente potenzialità di calcolo, si è reso possibile investigare, in maniera accurata, il comportamento di un impianto (nello specifico, nucleare) in diverse condizioni di impianto. Tali valutazioni sono finalizzate alla simulazione dell'impianto ai fini dell'analisi di sicurezza. L'analisi di sicurezza così fatta viene detta dinamica dal momento che consente di analizzare possibili scenari che possono svilupparsi nel corso di un evento incidentale o anormale, fino al raggiungimento di una condizione finale (stato sicuro, stato di danneggiamento).

4.5.1. Modellazione dei fenomeni fisici dell'impianto

Il modello dinamico d'impianto è costituito da un modello fisico dello stesso e da un modello dei sistemi di sicurezza. Il modello fisico dell'impianto è necessario per la valutazione e la previsione di come possano svilupparsi vari transitori incidentali a seconda di come operano i diversi sistemi di sicurezza presenti. Ai fini di un'analisi di sicurezza, è necessario valutare il comportamento dell'impianto in corrispondenza di un grandissimo numero di scenari incidentali. A questo scopo non sarà necessario prevedere, per il modello fisico d'impianto, codici standard che consentano dettagliate simulazioni dei fenomeni fisici (locali) che avvengono all'interno dell'impianto. Per quanto riguarda la termoidraulica una simulazione effettuata attraverso il codice RELAP (o CATHARE), fornisce inutili dettagli aggiuntivi rispetto a quanto necessario per valutare il comportamento globale dell'impianto nucleare che dovrà, necessariamente, essere basato su modelli ed ipotesi semplificati. Ai fini dell'analisi di sicurezza dinamica dell'intero impianto, non è conveniente adottare la stessa modellazione che si utilizzerebbe per la simulazione di una parte molto limitata dello stesso, e pertanto l'impianto nucleare sarà suddiviso, in base alle condizioni che dovranno essere simulate, in un grande numero di volumi rappresentativi. Generalmente vengono previste le seguenti caratteristiche semplificative:

- Ogni volume di controllo è dotato di sue proprie caratteristiche
- Le equazioni di conservazione sono impostate per ciascun volume e vengono risolte contemporaneamente tenendo conto delle condizioni del sistema di sicurezza;
- Ulteriori assunzioni e/o semplificazioni possono essere previste al fine di ridurre i tempi di calcolo, dal momento che gli scenari da simulare dovranno essere molto numerosi.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	NNFISS – LP2 - 057	0	L	85	181

A seconda del problema e delle condizioni d'impianto che dovranno essere simulate, nonché dal dettaglio richiesto, alcune approssimazioni potranno essere applicabili o meno.

4.5.2. Modello di simulazione dei sistemi di sicurezza dell'impianto

Il modello del sistema di sicurezza condiziona il comportamento dell'impianto nelle varie condizioni. Nella simulazione di condizioni incidentali, tali sistemi di sicurezza possono essere attuati automaticamente o manualmente dall'operatore. Lo stato dei sistemi di sicurezza (sia che siano stati attuati manualmente che automaticamente) viene utilizzato come condizione al contorno per la simulazione dell'intero impianto (es. calcoli termoidraulici). Le condizioni al contorno definite dai sistemi di sicurezza comprendono i set point di apertura/chiusura di valvole, la disponibilità o meno di componenti, etc.

Ai fini di un impiego dei simulatori per un'analisi di sicurezza dinamica, oltre ai sistemi convenzionali, vengono simulati anche i fallimenti della strumentazione che non sono generalmente tenuti in considerazione nel PRA (Probabilistic Risk Assessment) di tipo tradizionale. Tali fallimenti possono avere impatti importanti sulla sicurezza del reattore. Un guasto alla strumentazione può generare un'assenza di informazioni o un'informazione non corretta agli operatori. In caso di assenza di informazioni per gli operatori può risultare complicato seguire la corretta procedura di per portare l'impianto in una condizione di sicurezza. Inoltre, l'errore dell'operatore (di diverse tipologie) può essere inserito all'interno di un'analisi di sicurezza dinamica. In particolare, ai fini dell'analisi di sicurezza dinamica dell'impianto nucleare, ogni componente dovrà essere rappresentato da:

- Dati di probabilità che caratterizzano il componente/sistema per quanto riguarda l'indisponibilità o il fallimento all'avvio;
- La condizione attuale del componente/sistema: disponibile, indisponibile, etc.;
- La condizione funzionale del componente/sistema: acceso, spento, etc.;
- Le equazioni fisiche che governano il suo funzionamento, che ne definiscono l'avviamento, e le grandezze rappresentative (es. portata);
- Il tempo necessario ad effettuare una riparazione che definisce il tempo necessario per l'operatore per eliminare l'indisponibilità del componente/sistema in esame;
- Un vettore in cui siano riportati e descritti tutti i sistemi/componenti necessari per garantire il funzionamento del componente/sistema in esame.

4.5.3. Modello di simulazione dei sistemi di attuazione dell'impianto

L'influenza che possono avere le procedure effettuate dall'operatore sull'impianto è notevole e pertanto lo stesso operatore può essere modellato all'interno della simulazione dinamica di sicurezza dell'impianto. Il modello che rappresenta l'operatore è di due tipologie:

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	NNFISS – LP2 - 057	0	L	86	181

- “Operatore perfetto”: rispetta tutte le procedure previste per l’impianto a non compie nessun errore ne ritardo nell’applicazione.
- Operatore che commette una serie di errori che possono essere di omissione o di errore durante l’applicazione delle procedure previste (es. omissione, ritardo nell’applicazione di una procedura, valutazione errata, etc.).

4.5.4. Simulazione

Una volta definite le caratteristiche dell’impianto, è possibile effettuare le simulazioni delle possibili sequenze incidentali solo dopo aver definito le condizioni iniziali dalle quali deve partire la simulazione dello stesso impianto. Una volta che sia stato definito tutto, la simulazione andrà ad analizzare tutte le possibili sequenze incidentali per ciascun modello disponibile (es. operatore perfetto o operatore non perfetto, sistema disponibile o sistema non disponibile, etc.). Alla fine di ogni simulazione verranno registrati tutti i dati concernenti l’impianto, in particolare se si è raggiunta o meno una condizione di sicurezza, i modelli adottati, le probabilità che hanno portato a quel determinato evento.

4.5.5. Applicabilità per l’analisi di sicurezza

Il vantaggio principale che deriva dall’impiego di un simulatore per l’analisi di sicurezza è di poter tenere in considerazione tutta una serie di eventi che normalmente non vengono considerati e, soprattutto è possibile vedere “direttamente” sull’impianto quali possono essere gli errori o i fallimenti più pericolosi ai fini della sicurezza dell’impianto. Da questa analisi può risultare evidente che una procedura da applicare possa essere troppo complessa o troppo delicata (ai fini delle conseguenze che un errore sulla stessa può determinare) e quindi necessità di una revisione o di un cambiamento di qualche tipo. Un’altra caratteristica che è possibile evidenziare con un simulatore finalizzato all’analisi di sicurezza è la dipendenza di un sistema dal fallimento di un altro. In questa ottica, utilizzando un simulatore per effettuare l’analisi di sicurezza sull’intero impianto nucleare, o per determinare/modificare le procedure operative sia legate a normali condizioni d’impianto che a condizioni incidentali, si riescono ad individuare elementi di rischio che attraverso altre analisi potrebbero non risultare troppo evidenti.

4.6. Attività di formazione relativamente all’impiego dei simulatori ingegneristici

Il personale di un impianto nucleare che ricopre alcuni specifici ruoli necessita di continui addestramenti per garantire la qualifica e la competenza necessarie per svolgere efficacemente determinati compiti e funzioni. Per questo tipo di addestramento è necessario l’impiego di un simulatore al fine di raggiungere i voluti obiettivi. Per gli operatori, oltre ad una fase di addestramento iniziale, è previsto un

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	NNFISS – LP2 - 057	0	L	87	181

programma di formazione continua, attraverso l'impiego di simulatori; tale programma dovrebbe coprire tre aspetti principali:

- Mantenere il livello richiesto di competenza del personale d'impianto come definito per la formazione iniziale;
- Formazione del personale relativamente a tutte le modifiche significative relative alle attività d'impianto, dovuti a miglioramenti e/o modifiche di sistemi o di procedure operative;
- Addestramento del personale su procedure di emergenza e/o nella gestione di eventi imprevisti.

4.6.1. Compiti per i quali è richiesto l'addestramento

Un simulatore ingegneristico, essendo costoso, richiede specifiche condizioni per essere sviluppato. Il suo utilizzo deve essere mirato all'addestramento del personale d'impianto, a condizioni particolari che possano portare l'impianto in condizioni anormali. In generale, tutte le condizioni operative possono causare problemi, ma quelli che necessitano di uno specifico addestramento per essere affrontate possono essere delle seguenti tipologie: situazioni stressanti per l'operatore, procedure complicate o particolarmente importanti e procedure particolarmente rare.

4.6.2. Tipologie di simulatori e uso specifico

Le tipologie di simulatori esistenti, relativi agli impianti nucleari possono essere delle seguenti tipologie:

- Simulatori dei principi base (Basic principles simulator);
- Simulatori ingegneristici (Full-Scope Simulator);
- Simulatori ingegneristici con diverse finalità (Other-Than-Full-Scope Control Room Simulator);
- Simulatori specifici di alcune parti d'impianto (Part-Task Simulator)

Nello specifico, per quanto riguarda i simulatori ingegneristici, questi comprendono modelli dettagliati di tutti quei sistemi che compongono l'impianto e su cui l'operatore può intervenire attraverso la sala di controllo. In questa tipologia di simulatori è inclusa una replica della consolle di comando della sala di controllo.

Dal momento che diversi studi, più o meno recenti, hanno mostrato come l'errore umano sia il maggiore rischio per l'accadimento di un incidente severo, si è voluto minimizzare il potenziale dovuto all'errore umano attraverso il miglioramento di procedure, e l'addestramento del personale della sala di controllo principale. L'impiego di simulatori full-scope è un elemento chiave in questo processo di

riduzione dell'importanza dell'errore umano. L'addestramento degli operatori e dei capi turno della sala di controllo è fatta attraverso un addestramento iniziale e attraverso addestramenti continuativi. Entrambe le tipologie di addestramento vengono ad oggi effettuate su simulatori d'impianto e, oltre il 90% degli operatori sono addestrati su simulatori d'impianto specifici. Per i nuovi impianti è normalmente disponibile, anche durante la fase di costruzione dell'impianto stesso, un simulatore ingegneristico specifico per la sala di controllo dell'impianto.

Le statistiche internazionali (dati del 1995), riportano il seguente scenario per quanto riguarda l'impiego di simulatori per l'addestramento del personale:

- Impiego annuo del simulatore:
tra ~ 1000 ore fino a 24 ore per 7 giorni a settimana. La variazione è dovuta alla localizzazione del simulatore. Se il simulatore si trova nel sito dell'impianto l'impiego sarà molto maggiore rispetto al caso in cui sia necessario spostare il personale dall'impianto per il raggiungimento del simulatore.
- Impiego annuo del simulatore nell'addestramento iniziale dell'operatore:
dal 10% al 30%. La durata è influenzata dal background posseduto dagli operatori e dagli specifici requisiti che dovranno avere e dalla localizzazione del simulatore; pertanto la durata totale di tutta la formazione è molto variabile.
- Impiego annuo del simulatore nella formazione continuativa dell'operatore:
dal 25% al 50%. Negli impianti che hanno bisogno di mandare i propri operatori in un altro paese per l'addestramento al simulatore, il tempo dedicato alla formazione sarà inferiore a causa dei costi, dei problemi logistici e della disponibilità di simulatori in un altro paese; pertanto il tempo dedicato annualmente alla formazione continuativa degli operatori varia notevolmente.

In ogni corpo normativo sono riportati i requisiti che devono avere i simulatori e gli addestramenti al simulatore. A causa della riduzione del rischio e per gli effetti negativi che può avere un addestramento su un simulatore differente rispetto all'impianto su cui l'operatore deve lavorare, normalmente le agenzie per la sicurezza richiedono che ciascun impianto di nuova costruzione abbia il suo specifico simulatore per l'addestramento del personale. Ora è richiesto, praticamente ovunque, che gli addestramenti e gli esami vengano effettuati su simulatori specifici per ottenere la licenza da operatore.

In ogni caso è ormai riconosciuto che l'impiego di simulatori full-scope non è sempre lo strumento migliore per l'addestramento dal momento che l'addestramento di diverse figure o a diversi livelli di esperienza può essere effettuato con diversi strumenti al fine di ottenere il migliore risultato. Ad esempio, per l'addestramento iniziale dell'operatore può essere più istruttivo l'impiego di un simulatore semplificato che consenta di comprendere i principi base del reattore, un simulatore che aiuta gli

operatori e le squadre della sala di controllo a vedere cosa accade all'interno del vessel e dei generatori di vapore può essere più utile di un simulatore full-scope per comprendere i fenomeni termoidraulici che si verificano durante particolari condizioni incidentali.

L'impiego dei simulatori per l'addestramento del personale è stato esteso oltre ai soli operatori che agiscono nella sala di controllo dell'impianto, gli stessi simulatori possono essere utilizzati anche per l'addestramento del personale tecnico di supporto, del personale di manutenzione, dei tecnici strumentisti, etc. al fine di renderli consapevoli dell'impatto del loro lavoro sull'impianto stesso.

Tipicamente all'interno dei programmi di addestramento degli operatori delle sale di controllo degli impianti è previsto l'addestramento al simulatore.

Il simulatore è lo strumento più realistico che consente l'addestramento degli operatori della sala di controllo dell'impianto nella gestione dei sistemi di controllo sia durante il normale funzionamento e in particolare in condizioni transitorie e incidentali. Gli obiettivi principali dell'addestramento attraverso il simulatore danno maggiore importanza all'addestramento su:

- singoli componenti o sistemi;
- fasi di avviamento, operazione e arresto del reattore;
- risposta dell'impianto in condizioni transitorie, anormali o di emergenza;
- esperienza operativa su impianti e industrie;
- rafforzamento della teoria e dei fondamenti;
- lavoro di gruppo, comunicazione e diagnostica.

Per quanto riguarda l'addestramento degli operatori della sala di controllo sono previste due tipologie di addestramento, con l'impiego dei simulatori:

Programmi di addestramento iniziale degli operatori:

Questa fase di addestramento è finalizzata a sviluppare, negli operatori che dovranno lavorare nella sala di controllo, la competenza e le capacità di far operare l'impianto in condizioni di sicurezza ed affidabilità. Durante questa fase di addestramento, l'impiego del simulatore è usato inizialmente per far familiarizzare l'operatore con la strumentazione dell'impianto e la disposizione dei controlli all'interno della sala di controllo, poi per effettuate delle dimostrazioni operative su alcuni sistemi e componenti.

Programmi di addestramento continuativo degli operatori:

Gli addestramenti di questo tipo sono finalizzati a mantenere ed aumentare le competenze degli operatori che lavorano nella sala di controllo degli impianti. In questa fase di addestramento l'impiego del simulatore è finalizzato principalmente a:

- Addestramento su cambiamenti importanti di sistemi o componenti all'interno dell'impianto;
- Addestramento su cambiamenti nelle procedure;

- Addestramento basato sull'esperienza operativa in impianti e industrie;
- Addestramento su procedure relative al funzionamento in condizioni normali, anormali e di emergenza, focalizzando l'attenzione sull'impiego dei sistemi d'impianto per il controllo e la mitigazione degli incidenti;
- Addestramento focalizzato a particolari fondamenti (es. conoscenze o capacità richieste raramente ma importanti ai fini della sicurezza);
- Addestramento incentrato su eventi di incidentali secondo le priorità derivanti dall'analisi di rischio (PRA).

Gli attuali simulatori full-scope sono quasi tutti in grado di simulare gli incidenti base di progetto (DBA) oltre alle catene incidentali complesse (BDBA) che non prevedano fusione del nocciolo. I simulatori di nuova concezione sono utilizzati anche per l'addestramento relativo alle condizioni di incidente severo nei limiti dei modelli utilizzati e nell'ottica di validare un dato scenario.

4.6.3. Simulatori ad uso didattico

Nell'uso didattico è buona norma mettere gli studenti in grado di costruire dei simulatori semplici in grado di cogliere gli aspetti fisici più importanti che sottintendono al comportamento dinamico di un reattore nucleare.

In particolare è possibile riprodurre il comportamento elementare di un reattore tipo PWR accoppiando gli aspetti basilari di cinetica neutronica e scambio termico in un modello descritto direttamente nel piano di stato (Fig. 4-3).

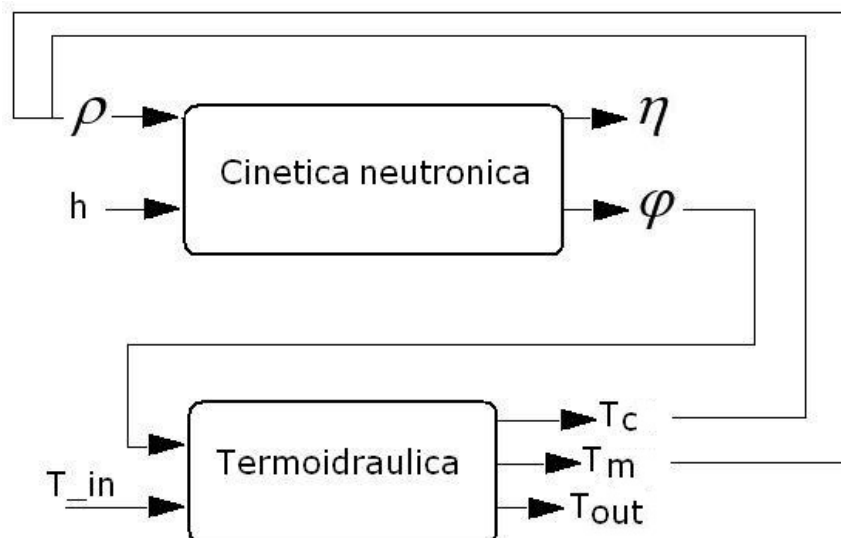


Fig. 4-3 Schema accoppiamento cinetica-termoidraulica

Il comportamento retroazionato del sistema dinamico è dovuto alla presenza dei coefficienti di temperatura del moderatore α_M e del combustibile α_C e infine del coefficiente legato alla movimentazione delle barre di controllo α_h .

Le equazioni di stato sono le seguenti:

$$\left\{ \begin{array}{l} \frac{d\delta\varphi}{dt} = -\frac{\beta}{\Lambda}\delta\varphi + \frac{\beta}{\Lambda}\delta\eta + \frac{\delta\rho}{\Lambda} \\ \frac{d\delta\eta}{dt} = \lambda\delta\varphi - \lambda\delta\eta \\ \frac{d\delta T_C}{dt} = -\frac{\delta T_C}{\tau_C} + \frac{\delta T_M}{\tau_C} + \frac{P}{M_C C_C} \\ \frac{d\delta T_M}{dt} = \frac{\delta T_C}{\tau_M} - \left[\frac{1}{\tau_M} + \frac{2}{\tau_0} \right] \delta T_M + \frac{2}{\tau_0} \delta T_{in} \end{array} \right.$$

Dove:

$$\tau_C = \frac{M_C C_C}{k} \quad \tau_M = \frac{M_M C_M}{k} \quad \tau_0 = \frac{M_M}{\Gamma}$$

$$T_M = \frac{T_{in} + T_{out}}{2}$$

$$k = \frac{P^0}{T_C^0 - T_M^0}$$

$$\delta\rho = \alpha_h \delta h + \alpha_C \delta T_C + \alpha_M \delta T_M$$

Linearizzando il sistema si possono definire le variabili adimensionali:

$$\delta\varphi = \frac{\delta n}{n_0}$$

$$\delta\eta = \frac{\delta C}{C_0}$$

Il sistema dinamico in rappresentazione (A, B, C, D) risulta:

$$\begin{cases} \dot{X} = AX + BU \\ Y = CX + DU \end{cases}$$

dove gli ingressi U, lo stato X e le uscite Y sono dati dai vettori:

$$U = \begin{pmatrix} \delta h \\ \delta T_{in} \end{pmatrix} \quad X = \begin{pmatrix} \delta \varphi \\ \delta \eta \\ \delta T_c \\ \delta T_M \end{pmatrix} \quad Y = \begin{pmatrix} P \delta \varphi \\ \delta \eta \\ \delta T_c \\ \delta T_M \\ \delta T_{out} \\ \delta \rho \end{pmatrix}$$

Mentre le matrici che caratterizzano il sistema sono:

$$A = \begin{pmatrix} -\frac{\beta}{\Lambda} & \frac{\beta}{\Lambda} & \frac{\alpha_c}{\Lambda} & \frac{\alpha_M}{\Lambda} \\ \lambda & -\lambda & 0 & 0 \\ \frac{P}{M_c c_c} & 0 & -\frac{1}{\tau_c} & \frac{1}{\tau_c} \\ 0 & 0 & \frac{1}{\tau_M} & -\left[\frac{1}{\tau_M} + \frac{2}{\tau_0} \right] \end{pmatrix} \quad B = \begin{pmatrix} \frac{\alpha_h}{\Lambda} & 0 \\ 0 & 0 \\ 0 & 0 \\ 0 & \frac{2}{\tau_0} \end{pmatrix}$$

$$C = \begin{pmatrix} P & 0 & 0 & 0 \\ 0 & 1 & 0 & 0 \\ 0 & 0 & 1 & 0 \\ 0 & 0 & 0 & 1 \\ 0 & 0 & 0 & 2 \\ 0 & 0 & \alpha_c & \alpha_M \end{pmatrix} \quad D = \begin{pmatrix} 0 & 0 \\ 0 & 0 \\ 0 & 0 \\ 0 & 0 \\ 0 & -1 \\ \alpha_h & 0 \end{pmatrix}$$

4.7. Attività di dimostrazione

Attività dimostrative basate sull'utilizzo di simulatori di ingegneria di impianti nucleari possono avere diversi obiettivi ed essere destinate ad utenti di diverso tipo.

Tale variabilità è diretta conseguenza della intrinseca flessibilità di tali strumenti integrati di calcolo e dell'elevato numero di macro-funzionalità (campi di applicazione) come descritto molto brevemente nel presente capitolo.

In funzione del tipo di 'dimostrazione' e del relativo oggetto simulativo cambiano in genere anche i prerequisiti sulla performance dei vari componenti software e hardware: dimostrazioni aventi target fortemente tecnico-scientifici imporranno elevate prestazioni ai modelli di processo fondamentali (neutronica del reattore, termoidraulica...) mentre dimostrazioni aventi carattere più comunicazionale e divulgativo richiederanno elevate performance a quegli elementi hardware e software che facilitano la trasmissione e corretta percezione del messaggio (velocità di esecuzione, interfaccia uomo-macchina, sistemi di visualizzazione dei risultati simulati).

Nella seguente tabella vengono riassunte alcune attività dimostrative previste per i Simulatori di Ingegneria, i relativi destinatari attesi e le sezioni/caratteristiche del simulatore che risulteranno 'critiche' ai fini del successo della dimostrazione.

E' ovvio che un simulatore di ingegneria progettato per essere del tipo 'multi-purpose' (Full Scope) e quindi potenzialmente utile per tutti i tipi di dimostrazione indicati dovrà riassumere in se tutte le piu elevate caratteristiche prestazionali.

Tipo di Demo	Destinatari	Elementi critici
Dimostrazione funzionamento dell'impianto	Pubblico, Studenti, Decision Makers, Stakeholders	Real Time Performance, Facilità di utilizzo, Chiarezza dei risultati (schemi di impianto, Visualizzazione 3 D)
Operativo-Prestazionale	Industria, Utilities, Authority	Real Time Performance, Accuratezza Modelli, Dettaglio di impianto, Facilità di uso,
Progettuale	Enti Ricerca, Industria	Accuratezza modelli, dettaglio e modificabilità di impianto, Facilità di modifica del simulatore

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	NNFISS – LP2 - 057	0	L	94	181

5. Architettura e componenti dei Simulatori di Ingegneria

5.1. Architetture di riferimento

Un simulatore di ingegneria consta essenzialmente di una parte hardware e di una parte software, ciascuna delle quali ha una sua propria architettura interdipendente. Per quanto concerne la parte software, oltre al corredo di modelli di processo, è necessario disporre di un sistema per il controllo esecutivo della simulazione e di un sistema di interfaccia uomo macchina preposto all'interazione dell'utente con il simulatore.

Il controllo esecutivo della simulazione prevede in genere del software per la corretta sincronizzazione dei singoli task, in particolar modo se l'esecuzione è ripartita su più dispositivi hardware in funzione dell'esigenza del real time per le applicazioni che lo richiedono. Tra i compiti principali di questo particolare software di sistema, va evidenziata la gestione del flusso, della raccolta e della registrazione dei dati.

Il sistema di interfaccia, da parte sua, cura la presentazione dei dati di impianto in forma grafica e numerica, come pure l'acquisizione dei comandi da parte dell'operatore e la loro trasmissione al controllo esecutivo.

Nel corso degli anni, diverse case costruttrici di sistemi di controllo digitali (DCS) per impieghi industriali hanno messo a punto delle soluzioni hardware e software che sono state poi adottate sia per la realizzazione degli impianti nucleari di recente progettazione, che per l'upgrade di quelli già esistenti. Un esempio di questo tipo di approccio verrà illustrato appresso.

Per quanto attiene all'hardware, le possibilità sono delle più varie, in funzione dell'estensione della simulazione intesa come quantità dei sistemi e componenti simulati, della complessità dei modelli adottati e del grado di precisione richiesto. Conseguentemente, l'architettura hardware può spaziare dal semplice desktop alla rete di computer, a seconda delle esigenze. I progressi tecnici di questi ultimi anni hanno reso disponibili strumenti con elevate potenze di calcolo, abbattendo sensibilmente il costo dell'hardware dei simulatori. Inoltre, si è assistito ad un cambiamento radicale nella struttura delle sale controllo reali, che contemplano l'uso sempre più diffuso di grandi schermi a cristalli liquidi per la visualizzazione dei sinottici di impianto e la presentazione delle informazioni, e di comuni dispositivi di comando (tastiere e mouse) per l'esecuzione delle manovre di impianto in sostituzione degli indicatori e degli azionamenti elettromeccanici, ormai manifestamente obsoleti.

Questi cambiamenti nelle sale controllo reali, e di riflesso in quelle simulate, hanno portato ad una sostanziale convergenza tra le modalità di operazione negli impianti reali, nei simulatori full scale ed in quelli ingegneristici. Infatti, questi ultimi da sempre

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	NNFISS – LP2 - 057	0	L	95	181

hanno fatto uso di schermi, tastiere, mouse ed analoghi dispositivi di operazione e di puntamento.

Sistemi di protezione integralmente digitali sono già in uso da diversi anni in impianti nucleari operativi in diversi Paesi del mondo (Francia, Germania, Svizzera, Svezia, Giappone, UK, USA, Corea). Solo negli ultimi anni è stata adottata la stessa tecnologia digitale per realizzare anche i sistemi rilevanti ai fini della sicurezza⁸. Negli Stati Uniti, comunque, già nel 2000 la NRC (Nuclear Regulatory Commission) aveva dato una approvazione generica, cioè non legata ad uno specifico impianto, per l'impiego in sistemi di sicurezza dei seguenti sistemi digitali di strumentazione e controllo:

- Eagle 21, Common Q (Common Qualified Platform) sviluppati dalla Westinghouse (USA)
- Triconex sviluppato da Invensys (UK)
- Teleperm XS sviluppato da Areva NP (Francia)

In seguito si sono resi disponibili sul mercato ulteriori prodotti, che forniscono una ampia varietà di soluzioni hardware/software per il monitoraggio, la gestione dei flussi informatici, il controllo, la protezione e la sicurezza degli impianti. In generale, si può quindi affermare che gli attuali standard e metodologie di realizzazione dei sistemi di controllo digitali negli impianti industriali hanno finito per trovare impiego anche in campo nucleare, malgrado le iniziali perplessità e resistenze da parte degli organismi governativi preposti alla sicurezza.

La Fig. 5-1 illustra l'architettura generale del sistema di protezione e controllo dell'impianto nucleare AP1000 ripartito in quattro sistemi principali:

- Sistema centrale di operazione e controllo (OCS: Operation and Control Centers System) che include la sala di controllo (MCR: Main Control Room)
- Sistema per il processamento e la presentazione dei dati (DDS: Data Display and Processing System)
- Sistema di controllo dell'impianto (PLS: Plant Control System) che include le funzioni di controllo dei sistemi fluidi, dei sistemi elettrici e dell'isola nucleare.
- Sistema di controllo e diagnostica della turbina (TOS: Main Turbine Control and Diagnostic System).

⁸ Negli USA il primo sistema di sicurezza integralmente digitale è stato installato nel febbraio del 2009 nell'impianto di Oconee, South Carolina.

Come si può notare, la struttura è quasi completamente informatizzata⁹ ed ogni sistema è connesso ad una rete Fast Ethernet, in questo caso Ovation® Highway che, assieme a tutta una serie di altri componenti hardware e software, è stata sviluppata dalla Emerson Process Management, una società americana (St. Louis, MO) leader nel campo dei controlli industriali di processo.

Lo schema del sistema di strumentazione e controllo dell'impianto reale appena illustrato viene sostanzialmente replicato nella architettura hardware del simulatore full scope sviluppato da Westinghouse - GSE per l'impianto AP1000, utilizzando anche parte degli stessi componenti hardware e software.

L'architettura di questo simulatore, riportata in Fig. 5-2, si basa quindi anch'essa sulla succitata piattaforma Ovation®,

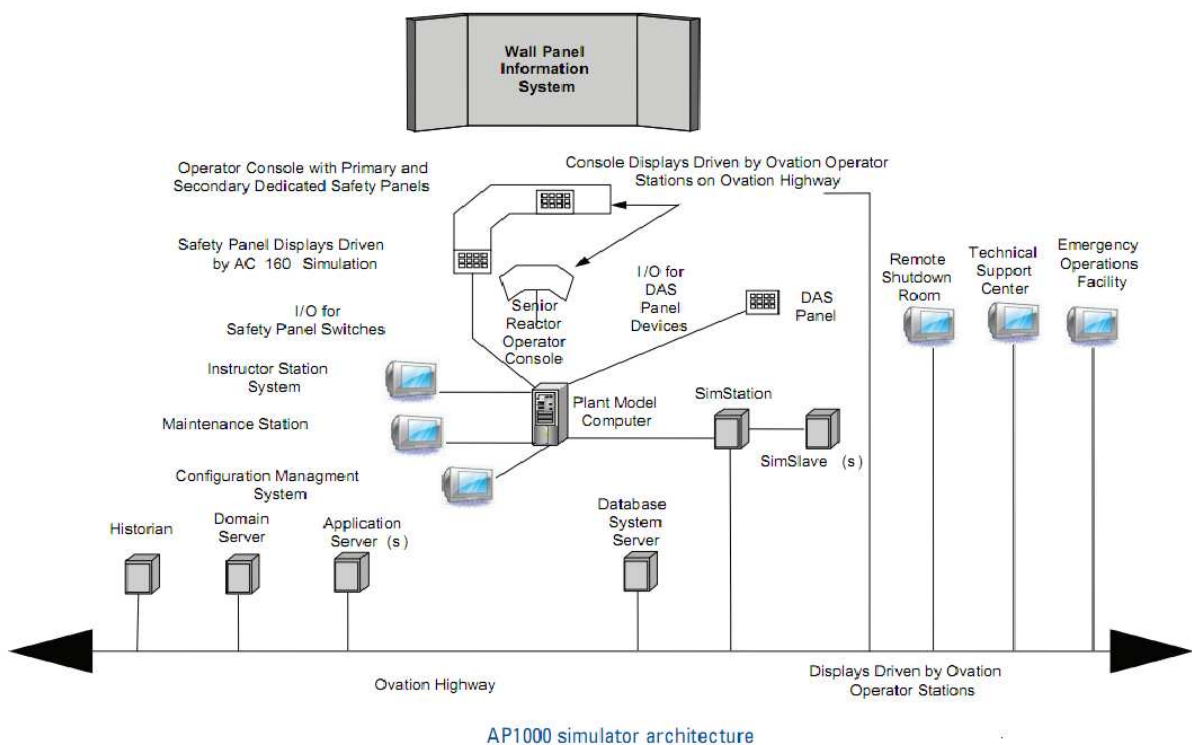


Fig. 5-2 Architettura hardware di un simulatore full scale dell'impianto AP1000 (Westinghouse)

I principali componenti, hardware e software, su cui è basata la struttura del simulatore sono i seguenti:

- 1 linea Ethernet ad alta velocità (Ovation®Fast Ethernet Data Highway)
- 40 controllori simulati operanti sul computer dei modelli (ricavati con tool sviluppati da Westinghouse utilizzando librerie di algoritmi proprietarie)

⁹ Fa eccezione il sistema DAS (Diverse Actuation System) che è interamente cablato, in accordo con il documento NRC "Guidance for Evaluation of Defense-in-Depth and Diversity in Digital Computer-Based Instrumentation and Control System" Position 4.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	NNFISS – LP2 - 057	0	L	98	181

- 12 stazioni di operazione (4 in classe di sicurezza e 8 standard)
- 2 stazioni per la gestione del simulatore
- 4 server per le applicazioni, registrazioni dati e database
- 16 grandi schermi a parete per i sinottici di impianto
- 1 computer (quad processor) per i modelli di simulazione
- Replica completa della sala controllo, inclusi la console di emergenza (DAS: Diverse Actuation System) ed i pannelli di sicurezza dedicati primari e secondari
- Modelli completi del sistema di protezione e controllo dell'impianto (PMS: Protection and safety Monitoring System) (4 treni simulati)
- Modelli completi dell'impianto (sviluppati da GSE)

5.2. Componenti hardware

Come accennato nei paragrafi precedenti, l'architettura hardware di un simulatore ingegneristico non ha confini ben delimitati, potendo consistere di un semplice notebook o desktop, fino a includere sistemi e reti complesse e composte dall'interconnessione di calcolatori ad alte prestazioni (mainframe, supercomputers, etc...) gestite secondo politiche di accesso molto rigide.

La rapida crescita della tecnologia negli ultimi anni ha messo a disposizione un'infinità di scelte tecnologiche che soddisfano qualsiasi tipo di esigenza, dal semplice simulatore di tipo *educational* al più complesso simulatore utilizzato per verifiche di *safety* da parte di entità tecniche di sicurezza nucleare (come nel caso di Istituti di supporto alle Agenzie per la sicurezza nucleare nazionali). Con ovvie differenze di costi e di prestazioni.

Per esempio il simulatore SOFIA descritto in precedenza, da un punto di vista hardware si caratterizza dalla presenza di componenti di tipo esclusivamente commerciale (opportunamente allestiti per far fronte alle esigenze di progetto del simulatore).

Infatti (Fig. 5-3), l'architettura di base è rappresentata da tre stazioni di interfaccia uomo-macchina PC con piattaforma Windows XP SP3, ognuna delle quali controlla tre monitor sui quali possono essere agevolmente visualizzati i pannelli di supervisione e controllo; un calcolatore server, con 4 cpu di tipo quad-core su piattaforma Windows Server 2008; una stampante; due switch per interconnettere tra loro le varie macchine di calcolo.

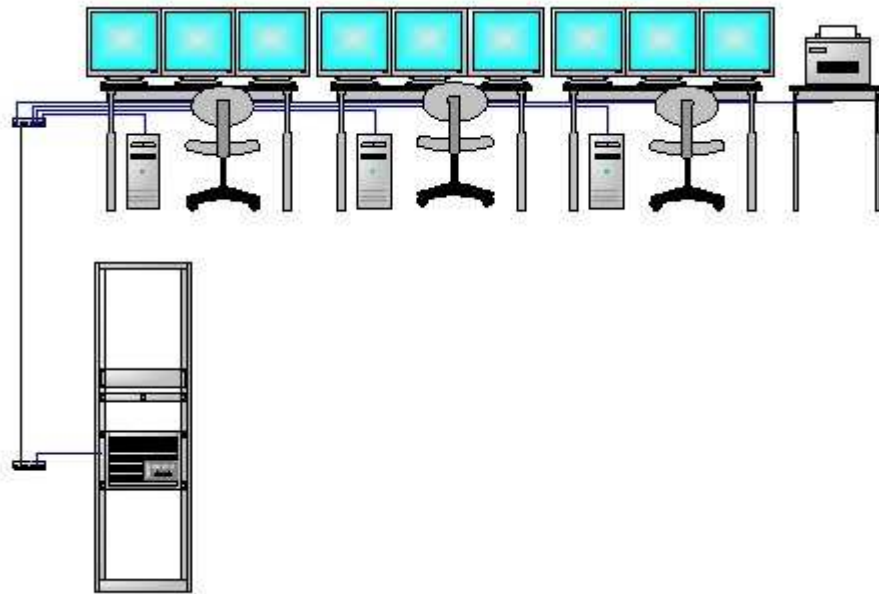


Fig. 5-3 Architettura hardware del simulatore SOFIA dell'IRSN

Come si vede dunque, anche per un simulatore usato per complesse valutazioni di sicurezza da parte di un Istituto governativo, l'IRSN, che agisce come TSO (Technical Safety Organization) per l'Agenzia della Sicurezza Nucleare francese, la dotazione hardware richiesta non va oltre a quanto facilmente reperibile a catalogo. Da quanto sin qui detto è dunque evidente come il costo dell'hardware rappresenta oggi solo una piccola percentuale dei costi complessivi di un simulatore, i quali sono in prima approssimazione coincidenti con quelli dovuti allo sviluppo del software.

Vi sono poi in commercio alcuni simulatori che potremmo collocare tra i due estremi dei 'simulatori desktop' (per i quali è sufficiente l'architettura hardware di un personal computer) e dei 'simulatori mainframe' (i quali sono basati su una rete dedicata che collega tra loro varie postazioni e uno o più mainframe).

Tra questi vi è per esempio il cosiddetto Orchid® Touch Interface (TI) della società canadese L3-MAPPS. Tale azienda, una delle principali nel settore dei simulatori per grandi sistemi (impianti nucleari, sistemi di navigazione marina e spaziale), produce tra gli altri dei simulatori di centrale nucleare di tipo full-scope.

L'Orchid TI è una sorta di replicatore del simulatore full-scope che consente di trasferire i dati delle simulazioni acquisite durante la sessione sul full-scope simulator e riutilizzarle in modalità interattiva su un "terminale di simulazione" remoto e disponibile al singolo utente. Tale piattaforma può pertanto essere vista come una sorta di *replica* del simulatore per consentire a ogni studente di avere la propria postazione. In futuro, si potrebbe per esempio pensare di remotizzare anche fisicamente tali postazioni in un'aula posta in un luogo distante da dove è localizzato il simulatore full-scope principale.

Il TI può presentarsi nella configurazione a singola postazione (Fig. 5-4) o a multipla postazione (Fig. 5-5).



Fig. 5-4 Configurazione della Orchid TI a singola postazione



Fig. 5-5 Configurazione della Orchid TI a multipla postazione

Può essere interessante osservare l'hardware di tale postazione in quanto riassume in uno spazio ridotto gran parte delle funzionalità del simulatore full-scope (senza peraltro poterne prescindere). Il TI si compone di monitor LCD touch screen full HD

(1080p) in grado di rappresentare la grafica con alta affidabilità. Tali monitor sono incastonati sulla struttura della postazione e possono essere posizionati in varie configurazioni a seconda della disposizione che essi hanno nella control room.

La possibilità di disporre di monitor touch screen consente agli studenti di operare manualmente su pannelli grafici e ottenere risposte in tempo reale con forte realismo sia audio che video.

I pannelli riproducono fedelmente la disposizione della sala controllo, pur avvalendosi di controlli software in grado di offrire funzionalità aggiuntive allo studente.

Un prodotto analogo è stato presentato anche dall'altra azienda leader nel campo dei simulatori, la statunitense GSE. Tale prodotto, chiamato VPanel (Fig. 5-6), offre funzionalità del tutto analoghe a quelle del TI e si propone le stesse finalità. Per quanto riguarda le caratteristiche tecniche, esso consente l'alloggiamento di monitor 40" e 50", ha un tempo di risposta di 90-95 risposte al secondo, dispone di un Monitor Extrusion System e di un sistema avanzato per il touch screen.

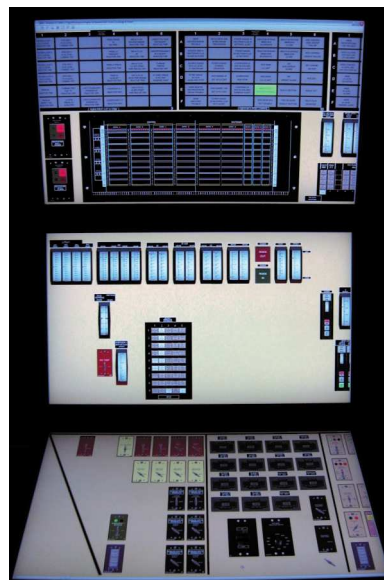


Fig. 5-6 Configurazione del VPanel

Ovviamente, non si tratta di veri e propri simulatori ingegneristici, in quanto da un lato necessitano della presenza di un simulatore full scope di riferimento e dall'altro offrono poche possibilità di studio dei fenomeni di fondo. Tuttavia, il loro esempio può valere come base per mostrare la possibilità di costruire repliche di simulatori a costo contenuto, con un'interfaccia uomo-macchina di qualità e affidabilità elevata, eventualmente remotizzabili rispetto alla sede del simulatore principale. Di una tale struttura se ne potrebbero in futuro avvantaggiare anche i simulatori ingegneristici.

Accanto a ciò, che rappresenta l'hardware di base per un simulatore commerciale o dedicato, esistono poi una vasta serie di soluzioni ancora in fase di studio o di sviluppo, che potrebbero rappresentare lo stato dell'arte dei simulatori di domani. La ricerca procede molto rapidamente per quanto riguarda soprattutto il

perfezionamento dell'interfaccia uomo-macchina (Man-Machine Interface, MMI oppure Human-Computer Interface, HCI). Vi sono centri di ricerca appositamente dedicati a sviluppare questo importante aspetto tanto della simulazione quanto della pratica di gestione e operazione della sala controllo di un impianto nucleare reale. In questo senso, uno dei centri più importanti a livello internazionale è l'Halden Project Reactor, in Norvegia.


In tale centro di ricerca di avanguardia mondiale, si stanno studiando le applicazioni delle ultime tecnologie digitali alla gestione e operazione della sala controllo di un impianto nucleare. Le linee principali di attività riguardano la modernizzazione e digitalizzazione delle control room degli impianti nucleari esistenti o la progettazione digitale degli impianti di nuova costruzione. Tale processo, che introdurrà un insieme vasto e complesso di apparecchi e strumenti completamente differenti dai vecchi apparecchi e strumenti analogici, dovrà di conseguenza interessare anche i relativi simulatori ingegneristici. Un altro interessante settore di ricerca è quello che riguarda il miglioramento delle funzionalità degli operatori attraverso l'impiego di strumenti digitali rivoluzionari. In Fig. 5-7 ne è riportato qualche esempio. Si tratta di applicare e adattare alle esigenze degli operatori della sala controllo i dispositivi più avanzati disponibili sul mercato: dispositivi video e audio, palmari e minicalcolatori portatili, dispositivi indossabili.



Fig. 5-7 Apparecchi digitali per migliorare l'operabilità degli operatori di centrale

Un altro dei settori più innovativi è poi quello caratterizzato dall'impiego della "realtà virtuale" (VR, Virtual Reality) o della cosiddetta "realtà aumentata" (Augmented Reality, AR). Mentre la prima si riferisce in genere a quanto gli strumenti di simulazione riescono a creare coinvolgendo tutti i cinque sensi umani, la seconda si riferisce alla sovrapposizione di livelli informativi (elementi virtuali e multimediali, dati geolocalizzati, ecc.) all'esperienza reale di tutti i giorni, grazie all'impiego di dispositivi mobili, di visione, ecc. il sovrapporsi di elementi reali e virtuali crea quella che viene talvolta definita come "realtà mista" (MR, Mixed Reality).

Nel campo dell'addestramento infatti gli strumenti della visualizzazione 2D e 3D offrono già da tempo un importante aiuto per sottolineare agli allievi gli aspetti più significativi di un processo fisico o di un'azione da intraprendere, offrendo così un servizio pedagogicamente più efficace. Tra gli studi effettuati, quelli sugli effetti

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	NNFISS – LP2 - 057	0	L	103	181

dell'immersione e dell'interazione trainer-trainee nei corsi di addestramento (training). L'obiettivo è quello di comprendere come la tecnologia visuale in 2D e 3D possa incrementare conoscenze e competenze degli allievi del corso.

Non è difficile immaginare che tali soluzioni innovative possano essere trasferite anche sul piano dei simulatori ingegneristici al fine di aumentarne il realismo e migliorare l'interfaccia uomo-macchina.

5.3. Componenti e ambienti software

I simulatori ingegneristici possono essere sistemi complessi che impiegano diverse risorse hardware e software per svolgere in modo efficiente ed efficace le funzioni per le quali essi sono stati progettati. Tipicamente, i componenti software di un simulatore sono molteplici: dal sistema operativo che costituisce la piattaforma informatica di riferimento per il simulatore (normalmente, UNIX, Linux o Windows, per i simulatori più recenti), ai software necessari alla gestione degli accessi e al funzionamento in rete dei calcolatori che lo compongono, ai programmi scientifici che ne costituiscono il cuore (RELAP, CATHARE, etc), agli ambienti di simulazione che consentono di costruire, pezzo per pezzo, i modelli secondo i quali le simulazioni degli impianti sono svolte.

Poiché il primo gruppo di software riunisce programmi commerciali (eventualmente personalizzati per risolvere specifici problemi del simulatore) non sarà trattato in questa sezione. Sarà sufficiente in tal caso fare riferimento ai datasheet dei singoli simulatori per verificare la tipologia e la versione del software installato e ai relativi manuali per avere tutte le informazioni necessarie all'uso e la manutenzione.

Il secondo gruppo di software, i programmi scientifici, variano da simulatore a simulatore e sono stati ampiamente trattati nelle sezioni precedenti quando sono stati descritti i principali simulatori presenti sul mercato o progettati *ad hoc*.

Resta qui pertanto da descrivere l'ultimo gruppo di componenti software: gli ambienti di simulazione. Descriveremo di seguito i due ambienti software delle due principali aziende sul mercato, L3 MAPPS e GSE, che impiegano due suite di programmi per lo sviluppo di modelli di simulazione chiamate rispettivamente Orchid® e JADE.

5.3.1. Ambiente di simulazione Orchid

La suite Orchid® si compone di una serie di *tools* distinti fortemente integrati tra loro per consentire di lavorare in modo efficiente suddividendo il problema della modellazione nelle sue diverse componenti e lasciando al sistema il compito di collegarle fra loro.

Ogni componente del tool è stato progettato sulla base delle stesse caratteristiche grafiche in modo da facilitare l'apprendimento dell'utente da un lato e omogeneizzare icone, layout, temi e menu dall'altro.

La suite Orchid si compone dei seguenti componenti (Fig. 5-8):

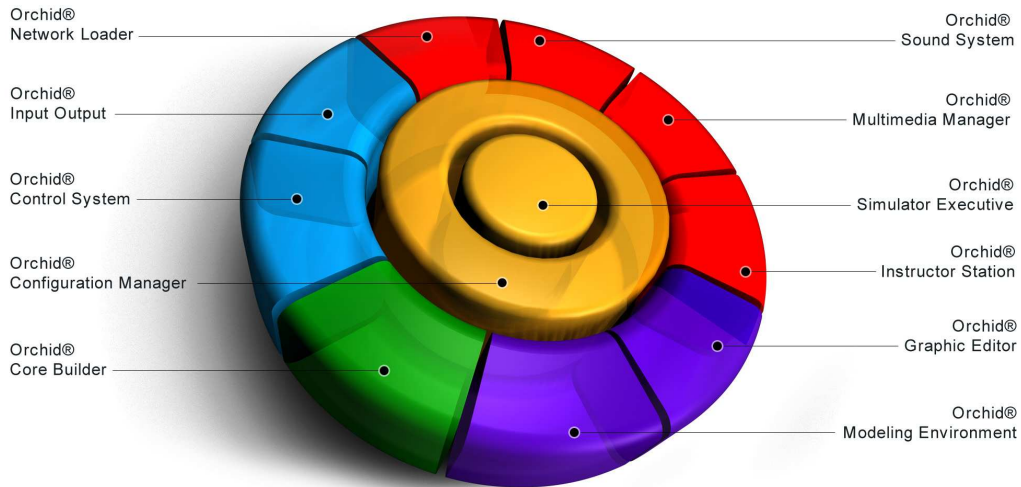
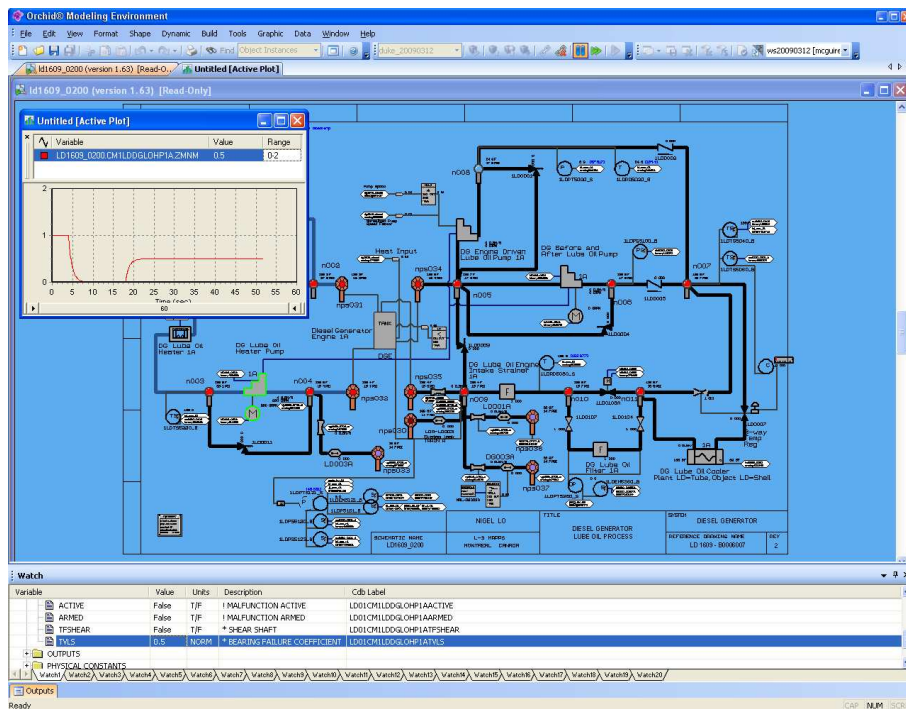
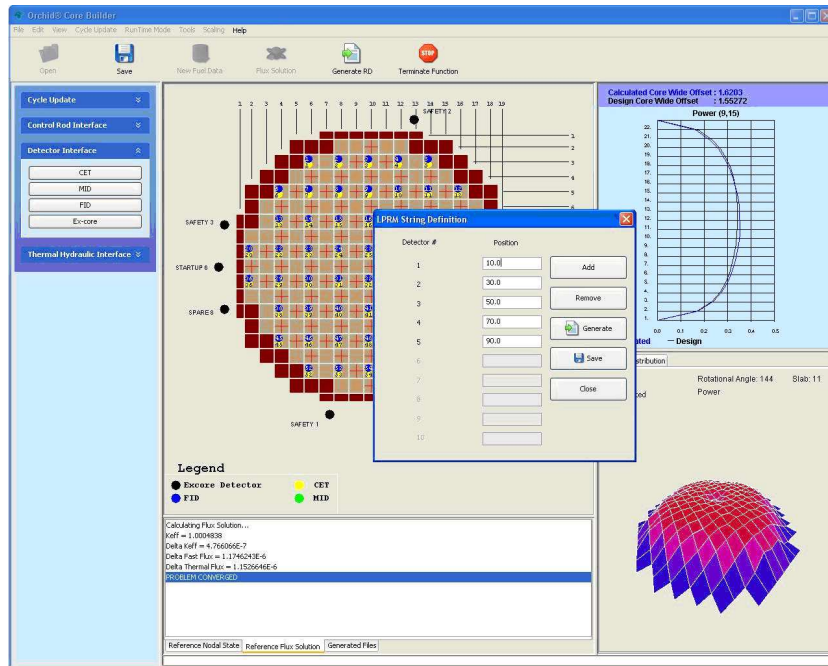


Fig. 5-8 Componenti della suite Orchid

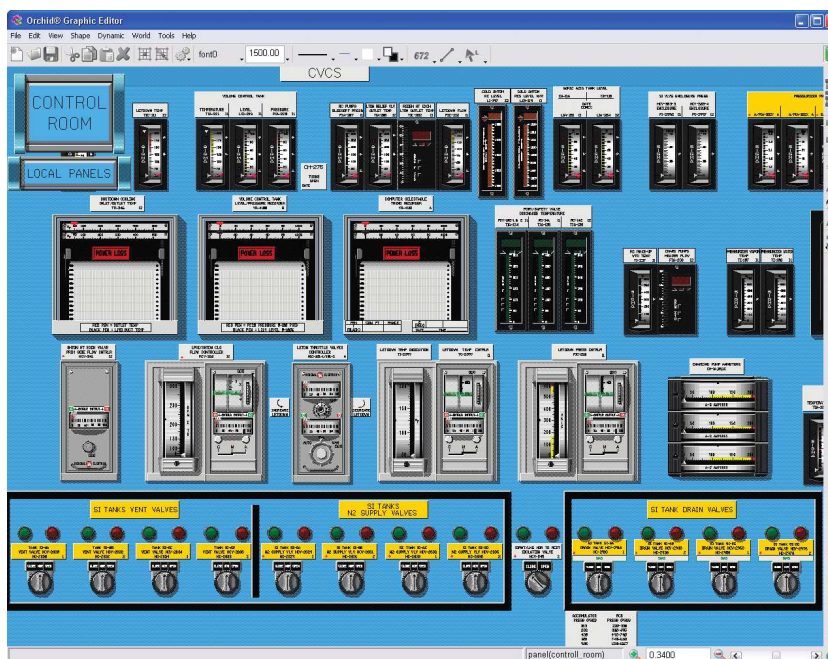
- Orchid Modeling Environment: ambiente di simulazione grafico in tempo reale per lo sviluppo di modelli, l'integrazione e il test. Si compone di una vasta gamma di librerie di termoidraulica, circuiti logici, circuiti elettrici. Inoltre, è possibile creare nuove librerie e nuovi oggetti programmabili in linguaggio C o in FORTRAN.



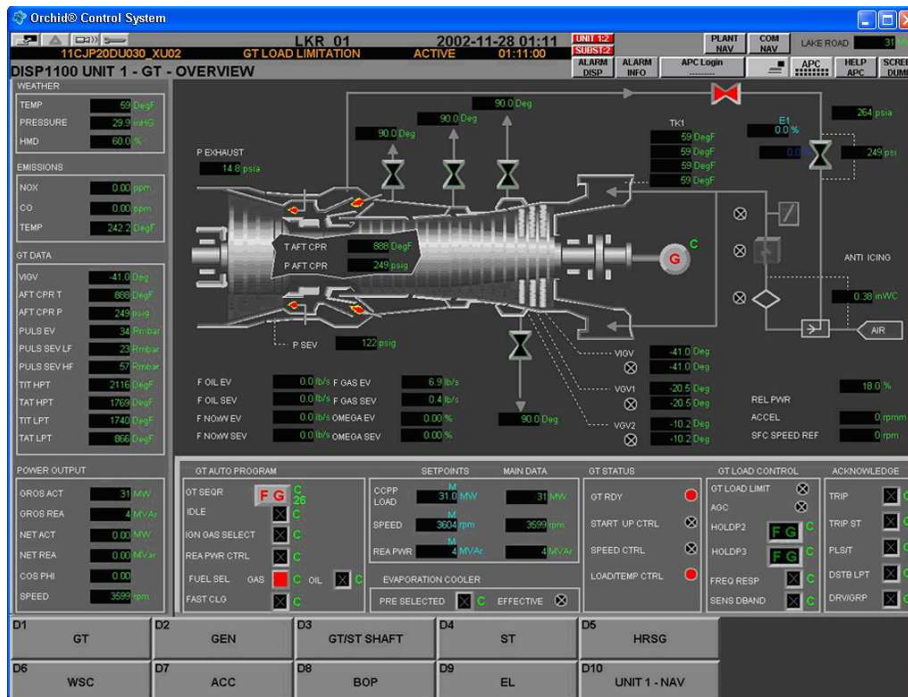
- Orchid Core Builder: ambiente di simulazione grafico per la modellazione della cinetica del reattore (supporta sia il modello Nodal Expansion Method (NEM) sia il modello Mesh Centered Finite Difference (MCFD)). Consente di creare facilmente e validare dati di combustibile per il reattore considerato. Il modello neutronico implementato si basa sulle equazioni fondamentali della teoria della diffusione neutronica tempo-dipendente.



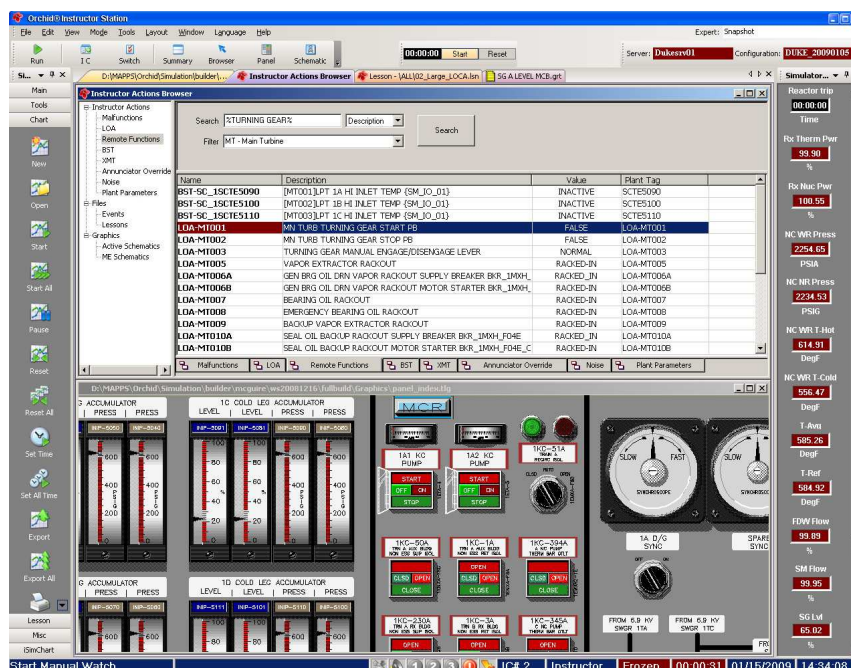
- Orchid Graphic Editor: ambiente di sviluppo grafico per il pannello di controllo Istruttore-Allievo durante la fase di addestramento



- Orchid Control System: ambiente di simulazione dell'Interfaccia Uomo-Macchina per il DCS (Digital Control System)



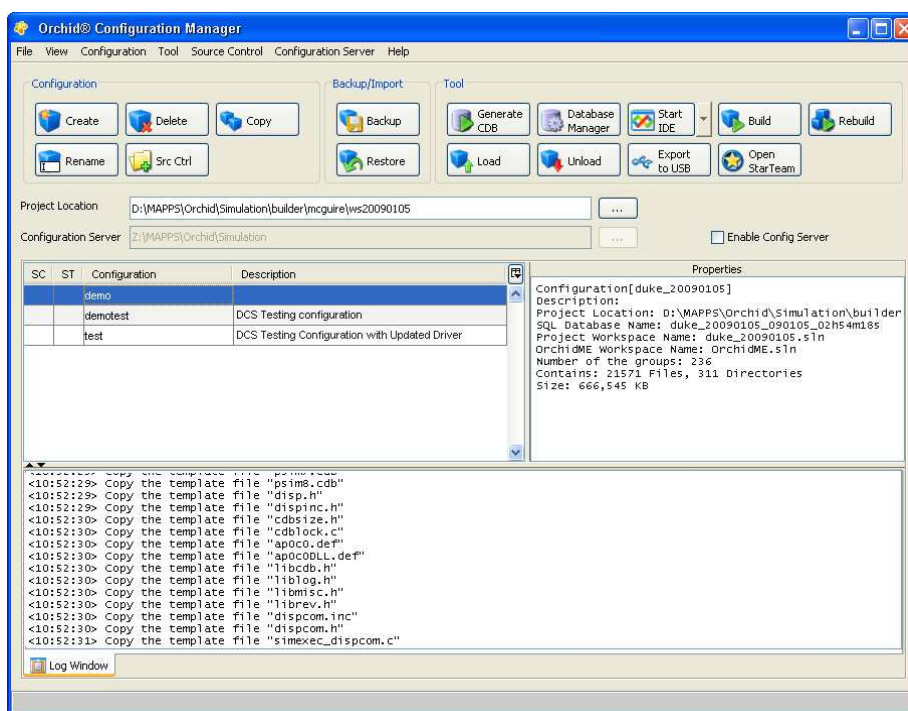
- Orchid InstructorStation: ambiente di simulazione per il controllo dell'esercitazione da parte dell'Istruttore



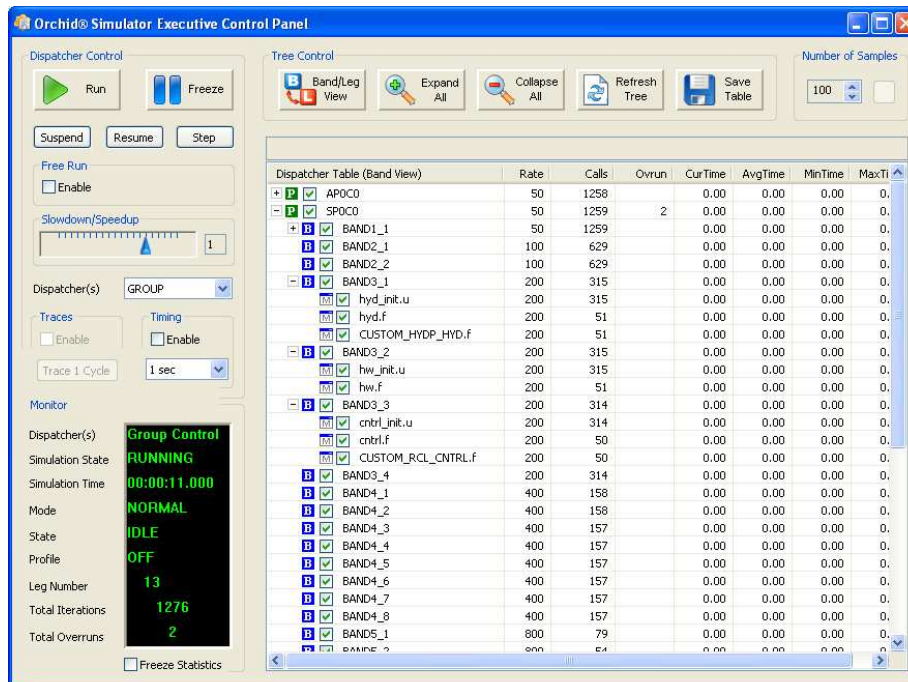
- Orchid Multimedia Manager: ambiente di gestione delle sessioni di Training (riproduzione audio-video)



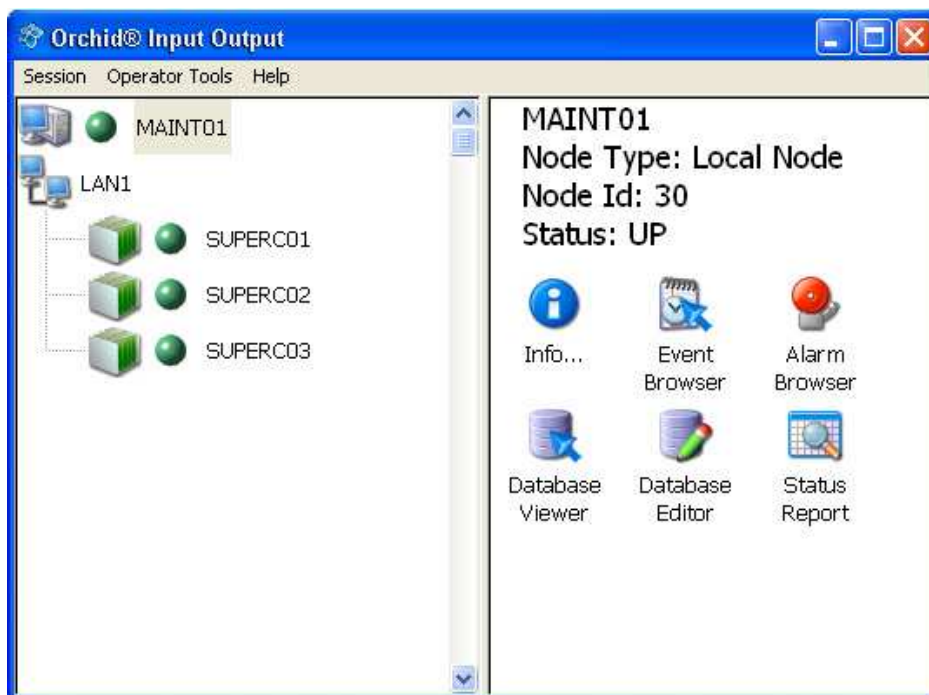
- Orchid Configuration Manager: utility per la gestione della configurazione del simulatore



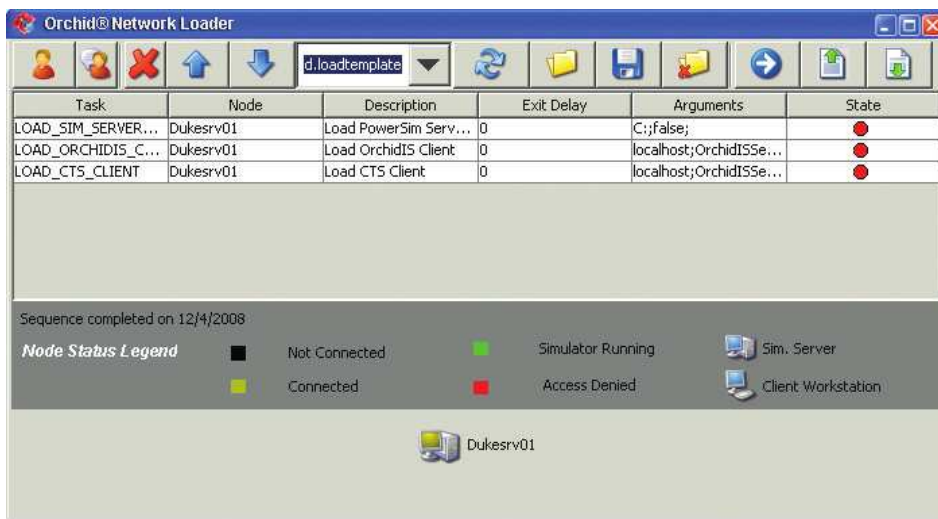
- Orchid Simulator Executive: gestore grafico dei task del simulatore in tempo-reale



- Orchid Input Output: utility per la diagnostica e la comunicazione I/O



- Orchid Network Loader: utility di gestione del sistema distribuito



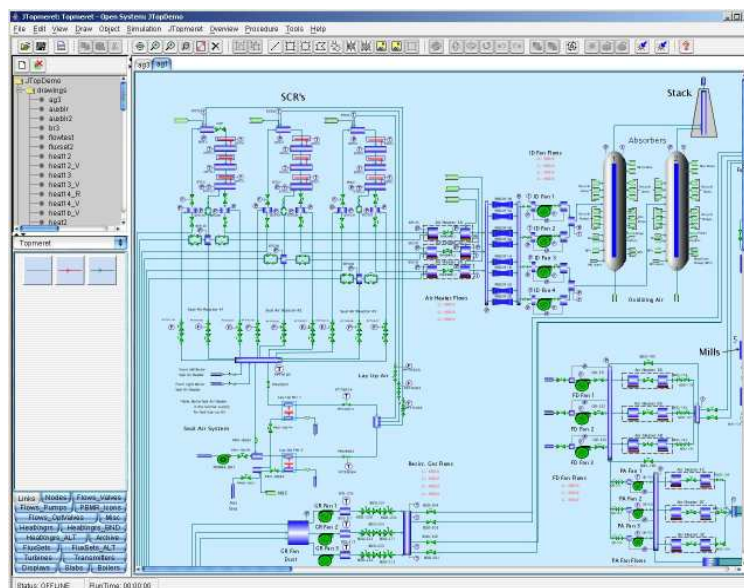
- Orchid SoundSystem: utility di controllo del suono

5.3.2. Ambiente di simulazione JADE

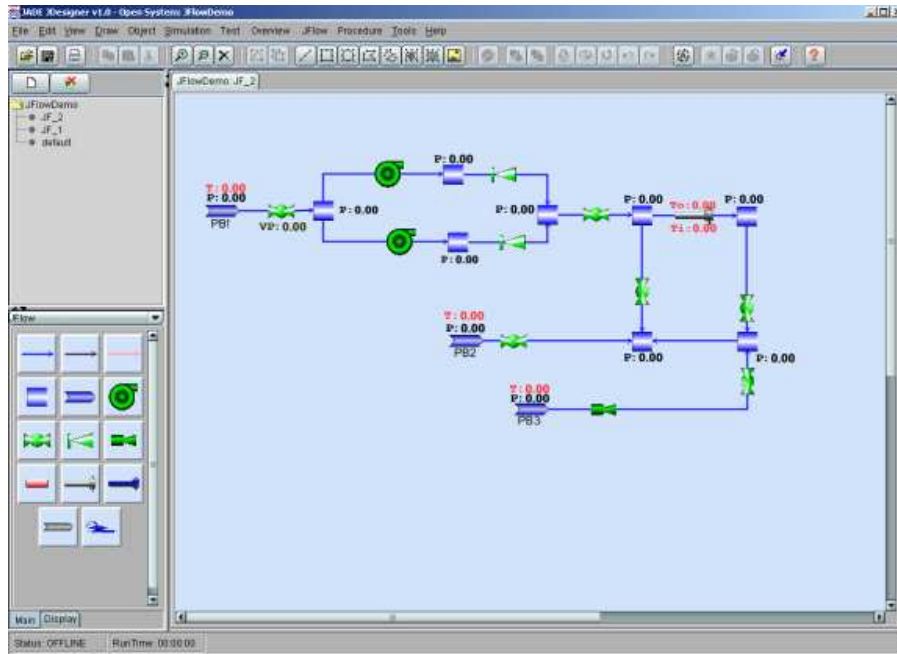
La suite JADE prodotta da GSE si compone anch'essa di una serie di *tools* distinti integrati tra loro per permettere lo sviluppo separato ma la sinergia tra i diversi componenti.

La suite JADE si compone in particolare dei seguenti elementi:

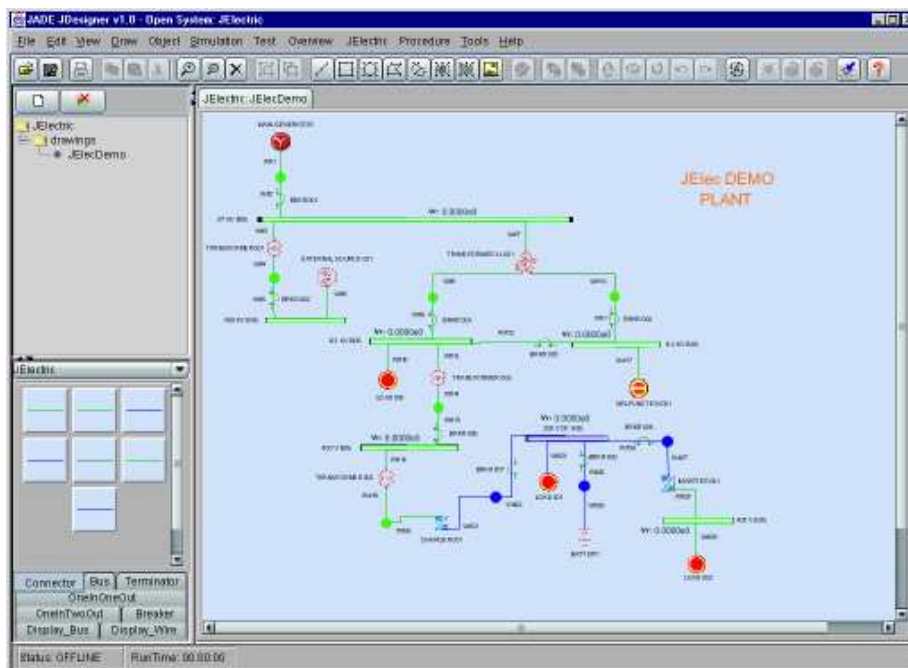
- JTopmeret: ambiente di simulazione per la termofluidodinamica (modello a 2 fasi, 6 equazioni, multicomponente)



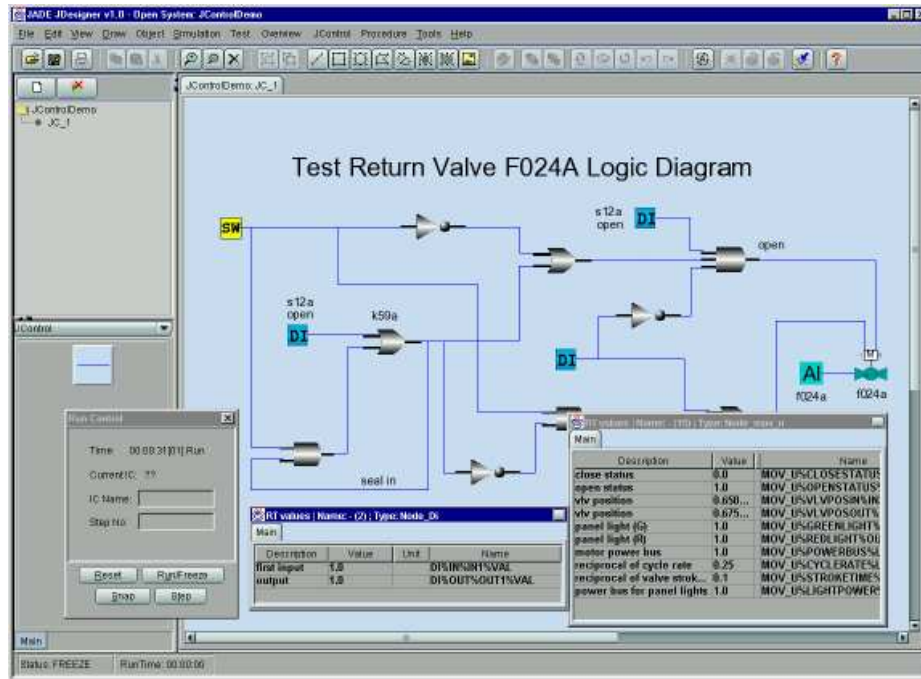
- JFlow: ambiente di simulazione per reti idrauliche a 2 fasi



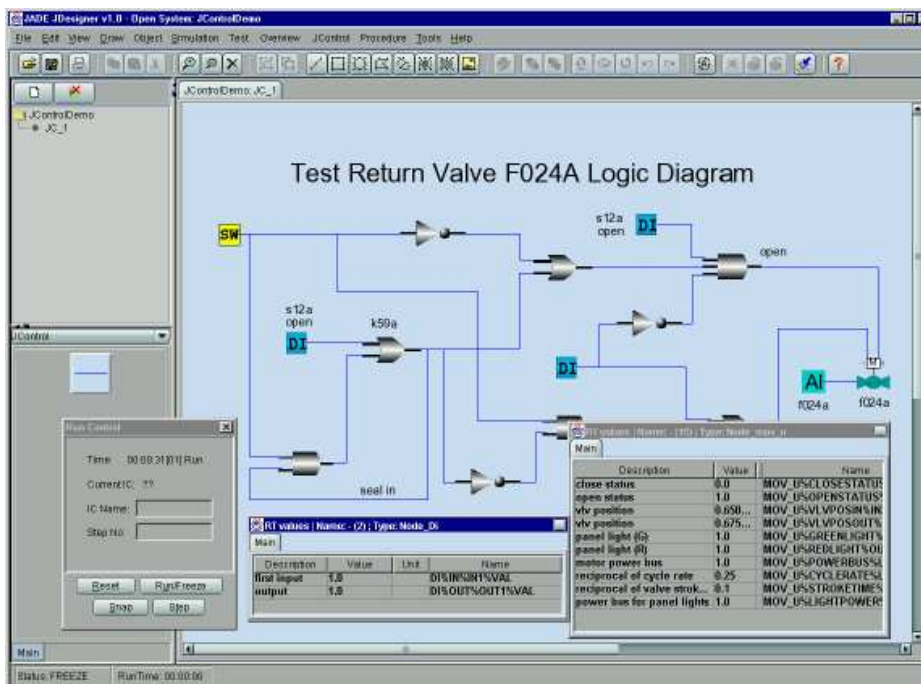
- JElectric: ambiente di simulazione per reti di generazione e distribuzione elettrica AC & DC



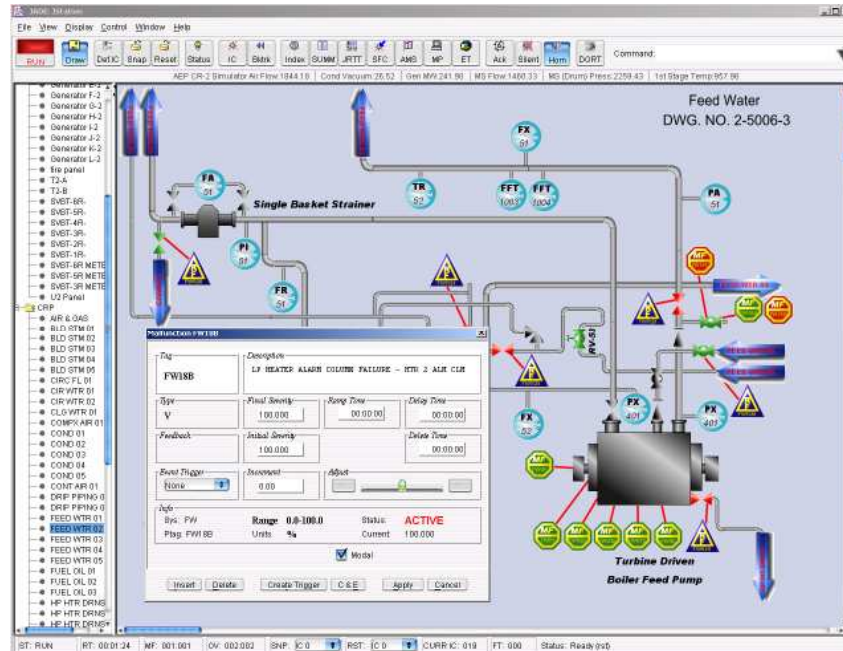
- JControl: ambiente di simulazione per sistemi di controllo e logici per funzioni analogiche o per operazioni booleane



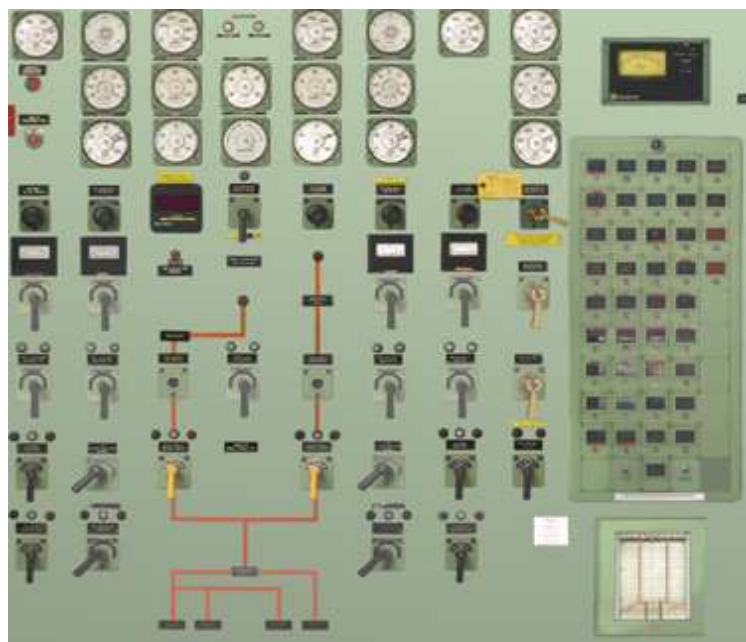
- JLogic: ambiente di simulazione per schemi circuitali elettrici



- JDesigner: ambiente di simulazione di progetto con interfaccia grafica user-friendly



- JStation: ambiente di controllo delle esercitazioni di training (creazione di esercizi, interfacce di controllo e supervisione degli scenari di training)



Virtual Panel Control

- SimExec: programma multi-utente in tempo-reale per compilare e eseguire un sistema di simulazione. Consente all'utente di personalizzare la simulazione programmando routine in linguaggio C o in FORTRAN
- SmartTutor: programma che permette all'utente di seguire la simulazione da un ambiente Microsoft Office



Live transient run from PowerPoint

5.3.3. Componenti software in ambiente Matlab e Matlab-like

La realizzazione di componenti di simulazione per impianti nucleari in ambiente Matlab permette l'utilizzo di una mole notevole di strumenti e librerie nate intorno a questo software, in modo particolare per quanto riguarda i vari aspetti del controllo.

Un esempio è rappresentato dal generatore di vapore, di tipo *once trough* (Fig. 5-9), che si trova in molti progetti di reattori nucleari (convenzionali e innovativi).

Il modello del generatore di vapore presentato è concepito basandosi su un approccio del tipo "*moving boundary*" che permette di seguire l'evoluzione dinamica delle zone del fluido secondario nelle regioni di sottoraffreddamento, bifase e surriscaldamento e si riferisce al progetto di reattore ELSY.

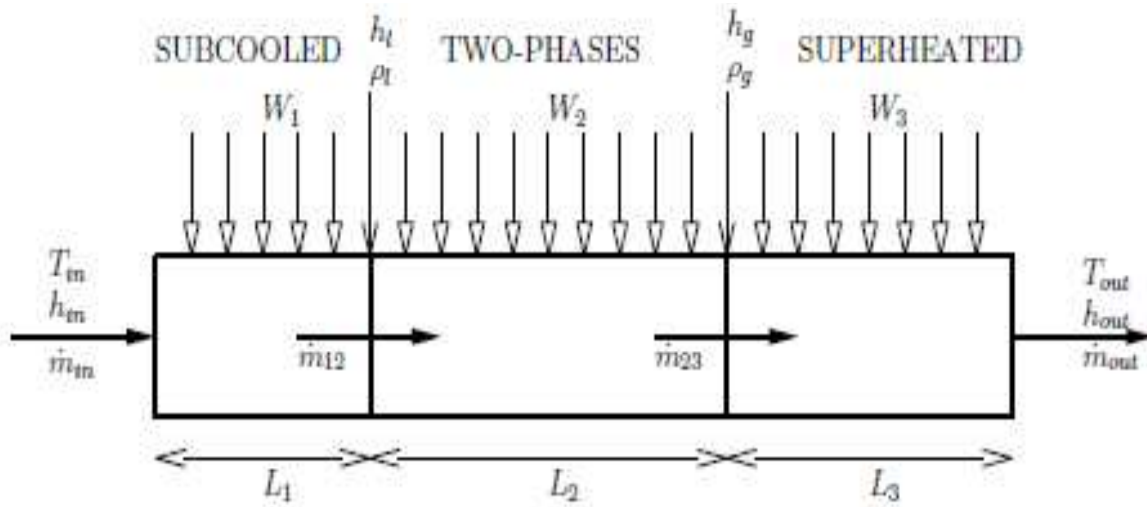


Fig. 5-9 Schema di un generatore di vapore di tipo *once through*

Il modello gestisce i bilanci di massa ed energia (Fig. 5-10) nelle tre zone individuate dallo stato del liquido, lo scambio termico nel metallo, i bilanci di massa ed energia lato piombo. I coefficienti di scambio termico sono poi aggiornati in base alle condizioni dei parametri di moto.

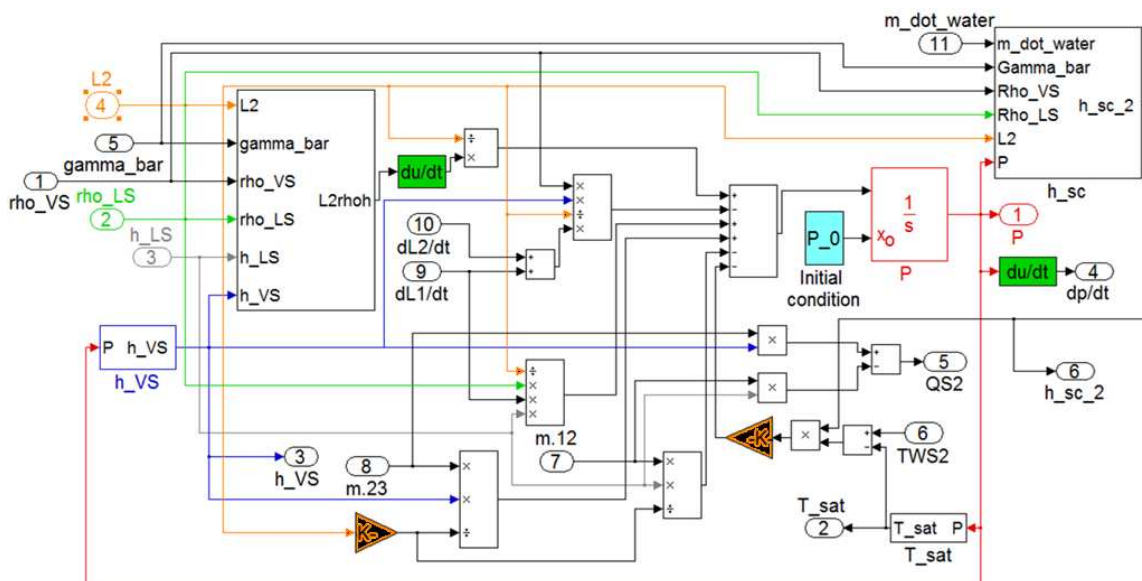


Fig. 5-10 Schema Simulink per la dinamica della zona sottoraffreddata

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	NNFISS – LP2 - 057	0	L	115	181

5.4. Principali codici di calcolo e modelli di processo

Il presente fondamentale paragrafo si suddivide in tre parti dove vengono riportati i principali codici di grande rilevanza tecnico-scientifica in uso nel mondo e adottati nella realizzazione di simulatori di impianti nucleari di produzione e di impianti convenzionali. I codici in oggetto sono specifici della neutronica del nocciolo, della simulazione di incidenti severi (fusione del nocciolo) e della termoidraulica di impianto o di sistema.

5.4.1. I codici di neutronica: SIMULATE-3R, REMARK_{TM}, SAPHIR e ERANOS

5.4.1.1. SIMULATE-3R Core Neutronic Model

SIMULATE-3R (S3R) è un codice di alto livello per la neutronica del nocciolo sviluppato da Studsvik con sede in Svezia, */1/*. E' formato dal codice tridimensionale SIMULATE-3K (S3K)

Per il calcolo dei transitori e dal codice SIMULATE-3 (S3) per la fornitura al primo codice delle sezioni d'urto macroscopiche e dei parametri specifici del processo .

Il codice 3-D risolve in tempo reale le equazioni della diffusione per neutroni termici e veloci di reattori BWR e PWR. Il nocciolo può avere una nodalizzazione assiale che varia tra 12-24 nodi .

Le tipiche nodalizzazioni adottate

- PWR : 24 nodi assiali , radialmente 2x2 per elemento di combustibile
- BWR : 16 “ “ , radialmente 1 per elemento di combustibile

Il modello include gli effetti di retroazione sulla reattività dovuti a :

- variazione della temperatura del combustibile (effetto Doppler)
- cambiamenti di densità fluido termovettore e presenza di vuoti (ebollizione) tipica del BWR
- presenza di Boro in acqua
- formazione dei veleni neutronici nel combustibile : Xenon e Samario
- reattività introdotta dalle barre di controllo

Il modello include la potenza di decadimento dovuta ai gamma e beta , la quale diviene visibile in seguito allo spegnimento del reattore

Le sezioni d'urto, presenti in un data base, vengono rese disponibili e adattate alla situazione spaziale (omogeneizzazione di cella) per ogni istante di tempo dal codice SIMULATE-3 (S3).

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	NNFISS – LP2 - 057	0	L	116	181

All'interno del nocciolo sono presenti zone disomogenee (interfaccia materiali differenti, sorgenti, strumentazione) dal contesto, difficili da modellare in quanto introducono delle forti discontinuità sulle sezioni d'urto. Il problema viene affrontato con CASMO & HELIOS code, che adottano rispettivamente una geometria cartesiana e arbitraria, e omogeneizzano le sezioni d'urto.

La termoidraulica del nocciolo è fortemente legata alla nodalizzazione assiale neutronica e al canale di flusso locale (elemento di combustibile) e assume come variabile di ingresso la densità di potenza prodotta. Deriva che la nodalizzazione assiale può essere un multiplo intero di quella neutronica.

Il codice è versatile e può interfacciarsi con i maggiori codici di termoidraulica di sistema come **RELAP5-HD** e **CATHARE**.

Infatti il codice è ben integrato con i prodotti dei maggiori venditori di simulatori, come GSE Systems Inc, L-3 MAAPS, RNI Technology ecc. . In particolare S3R Core viene implementato nella tecnologia RELAP5-HD dalla GSE Inc..

Il codice S3R è stato implementato in 57 simulatori di impianti PWR e BWR nel mondo.

Il 22 marzo 2011 si è svolto in ENEA CASACCIA un workshop congiunto STUDEVIK-ENEA avente come oggetto lo sviluppo di simulatori e l'impiego di S3R in essi.

5.4.1.2. REMARKTM Real Time Simulation Multi-Group Core Model

E' un codice di alto livello scientifico sviluppato per la neutronica del nocciolo di reattori nucleari PWR e BWR.

Risolve nel dominio spaziale 3D e temporale le equazioni della diffusione per i gruppi termico e veloce, per i precursori dei neutroni ritardati, complete delle controreazioni sulla reattività .

Le caratteristiche principali del modello si possono riassumere in :

- variazione di reattività dovuto a cambiamenti delle sezioni d'urto macroscopiche per differenti condizioni termoidrauliche (inserzione di un ramo freddo nel circuito primario di un PWR per esempio);
- variazioni della concentrazione di veleni neutronici (boro) nel fluido termovettore;
- variazione di reattività imposta con le barre di controllo;
- variazione di reattività dovuta al Doppler del combustibile;
- variazione di reattività dovuto alla generazione dei veleni Xenon e Samario;
- i gruppi di ritardati nella cinetica sono 23: 12 gruppi di neutroni ritardati per Uranio 235 e Plutonio 239, 11 gruppi ritardati di gamma emittenti;

- regioni del nocciolo particolarmente attive (sorgenti neutroniche esterne, strumentazione di misura, ecc.) vengono descritte in 3D con una geometria dedicata.

Il codice prende come input le sezioni d'urto macroscopiche in funzione del Burn-up, della temperatura del fluido e del combustibile, ecc. direttamente da un codice di cella o da un data base ad hoc .

Nella Fig. 5-11 viene riportato un esempio di applicazione (nodalizzazione) del codice per il nocciolo di un reattore.

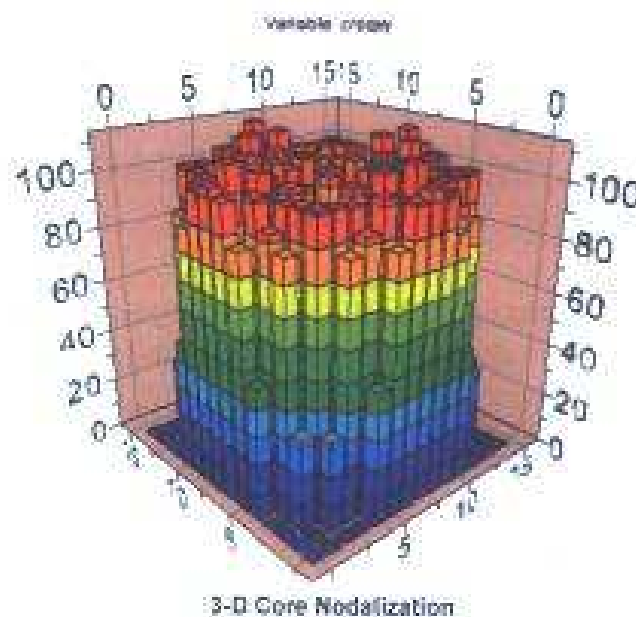


Fig. 5-11 La nodalizzazione del nocciolo di un reattore termico con il codice REMARK

Il codice REMARKTM viene generalmente utilizzato insieme al codice termoidraulico di sistema RELAP5-3D della compagnia americana GSE Power System Inc., nella realizzazione di simulatori di impianti nucleari di produzione. Una informazione di dettaglio a riguardo verrà data nel paragrafo dedicato al RELAP5-3D e alla tecnologia RELAP5-HD (High Definition).

5.4.1.3. Il Sistema SAPHIR (CEA): i codici CRONOS2, APOLLO2 e FLICA4

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	NNFISS – LP2 - 057	0	L	118	181

Il pacchetto software SAPHIR (Sistema Avanzato per la Fisica dei Reattori) è dedicato al calcolo neutronico, alla analisi di sicurezza e alla progettazione di reattori nucleari. Il sistema è composto da tre codici di calcolo nucleare CRONOS2 per i calcoli di diffusione sull'intero nocciolo, APOLLO2 per i calcoli di trasporto di cella e FLICA4 per i calcoli di termoidraulica del nocciolo. Uno speciale linguaggio di programmazione ad oggetti, CIBIANE, è stato sviluppato per connettere i moduli del codice.

IL Sistema SAPHIR viene utilizzato presso il CEA francese per studiare qualsiasi tipo di reattore : PWR, reattori sperimentali, reattori veloci FBR , ...

Il codice CRONOS2

CRONOS2 è un codice pensato per la progettazione neutronica del nocciolo, per la gestione delle procedure di ricarica del nocciolo e per lo studio di transitori incidentali (LOCA ecc.) e operativi.

CRONOS2 permette di eseguire calcoli multigruppo nello stato stazionario e nei transitori operativi e incidentali, calcola la distribuzione della potenza nel nocciolo tenendo in considerazione gli effetti di retroazione dovuti ai fenomeni termoidraulici.

Il codice risolve l'equazione della diffusione a molti gruppi di energia (veloce e termico è un tipico esempio) in presenza di sorgenti neutroniche esterne con differenti geometrie:

- cartesiana in 1D, 2D, 3D
- esagonale in 2D e 3D
- cilindrica

Come esempio, il nocciolo di un PWR viene schematizzato con una mesh radiale di 4 nodi per elemento di combustibile e assiale di 28 nodi, di cui 24 concentrati nella zona attiva.

Il codice riceve i valori delle sezioni d'urto macroscopiche dal codice di cella APOLLO2.

Il codice APOLLO2

APOLLO2 è un codice modulare sviluppato presso i laboratori francesi del SEA-Saclay per calcoli di trasporto multigruppo. Viene usato fondamentalmente per il trasporto neutronico multigruppo di cella in coppia con CRONOS2 e anche per il calcolo di evoluzione di Burn-up.

APOLLO2 è in grado di calcolare il flusso neutronico eterogeneo (a molti gruppi di energia) all'interno dell'elemento di combustibile ed eseguire calcoli di omogeneizzazione delle sezioni d'urto macroscopiche. Nel caso specifico permette di generare librerie di sezioni d'urto macroscopiche a due gruppi di energia, dette Libreria di sezioni d'urto "SAPHYB", che vengono utilizzate dal codice di nocciolo CRONOS2. Le sezioni d'urto sono tabulate in funzione del burn-up, concentrazione di Boro, densità del moderatore, temperatura del combustibile, ...

Nella Fig. 5-12 viene riportato il diagramma di flusso dei codici utilizzati.

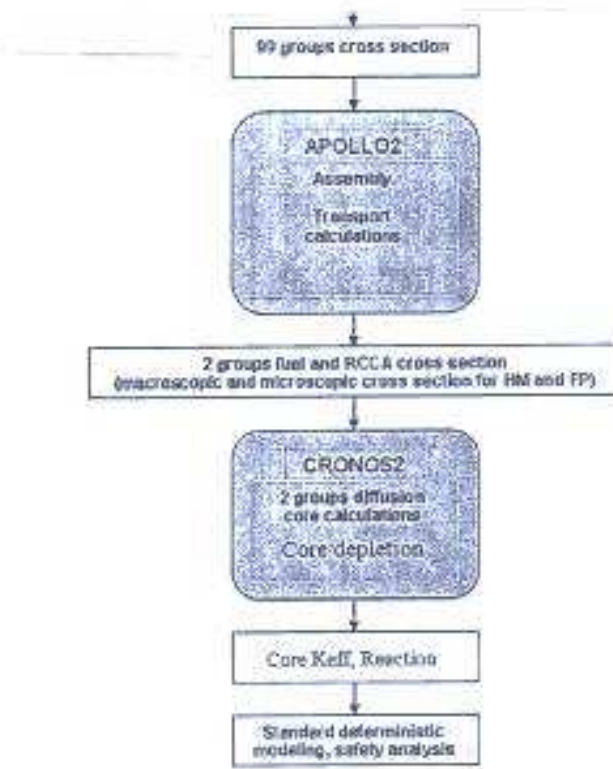


Fig. 5-12 Il diagramma di flusso dei codici di neutronica APOLLO2 e CRONOS del CEA francese

Il codice FLICA4

Flica4 è un codice 3D di termoidraulica del nocciolo del reattore e non rientra dunque nella classe dei codici termoidraulici di sistema .

Il codice FLICA4 presenta due livelli di calcolo :

- di Elemento/ sub-canale (barretta bagnata) con il codice Apollo2
- di nocciolo con il codice CRONOS2

Oltre ad essere utilizzato in SAPHIR, può essere interfacciato con il codice di termoidraulica di sistema CATHARE e con ICARE2 per gli incidenti severi del nocciolo, consentendo di descrivere transitori d'impianto. Il fluido trattato è bifase , le

proprietà termodinamiche sono tabulate in un file esterno al codice consentendone un continuo e facile aggiornamento, tratta l'evaporazione ecc.

Flica4 viene utilizzato anche singolarmente dal CEA per esperimenti su facilities, design e studi, dalla IRSN per analisi di sicurezza e da industrie nucleari come Framatome-ANP e TechnicAtome .

Nella Fig. 5-13 viene riportato un esempio di applicazione del codice al nocciolo di un reattore pressurizzato.

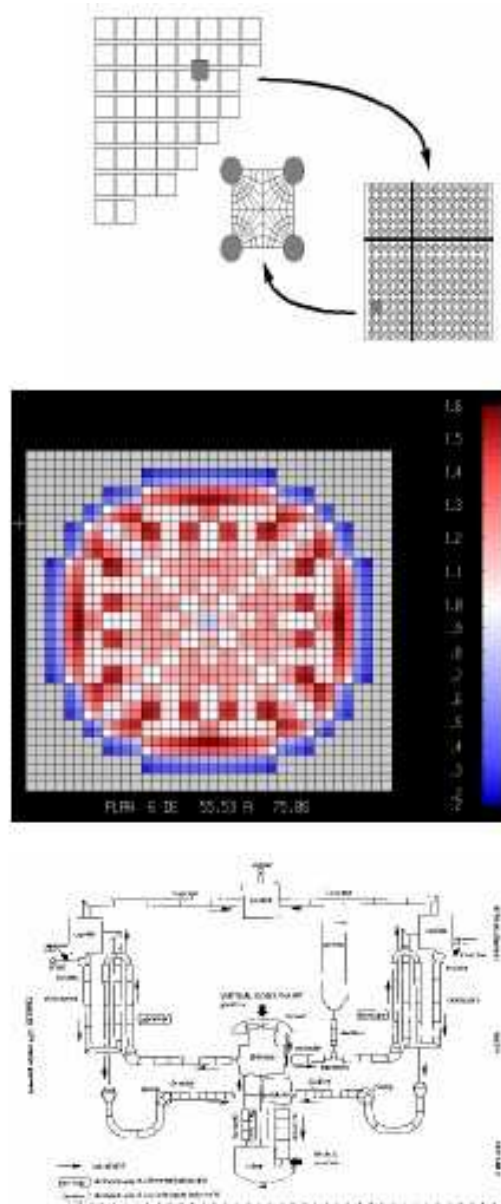


Fig. 5-13 Esempio di applicazione del codice FLICA4 di termoidraulica del nocciolo

5.4.1.4. Il codice ERANOS (European Reactor ANALysis Optimized System)

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	NNFISS – LP2 - 057	0	L	121	181

ERANOS è un sistema modulare per il calcolo della neutronica del nocciolo, sviluppato e validato all'interno di una Collaborazione Europea negli ultimi 20 anni. Tale sistema modulare è costituito da diverse librerie di dati nucleari , da codici di calcolo e procedure di calcolo (PROC) che richiamano i vari moduli .

ERANOS permette di progettare il nocciolo di reattori veloci, di effettuare progetti di schermaggio e calcoli relativi alle varie fasi del ciclo del combustibile. La simulazione della fisica dei neutroni viene ottenuta in due fasi :

- a livello di elemento/cella di combustibile
- successivamente a livello di nocciolo

La produzione di sezioni d'urto necessaria a calcoli del nocciolo per esempio, viene effettuata dal codice di cella/reticolo ECCO (European Cell Code), accoppiato a librerie di dati nucleari a diversi gruppi di energia. Il codice ECCO risolve l'equazione del trasporto integrale multigruppo (gruppi fini) di cella e successivamente omogeneizza le sezioni d'urto di cella.


Le librerie adottate, provengono dall'analisi di dati sperimentali generati nel tempo :

- JECCILIB (41 nuclidi a 1968 gruppi di energia)
- JEFF-3.1 (112 nuclidi a 1968 gruppi di energia)
- ENDFB-VI.8 (95 nuclidi a 1968 gruppi di energia)
- ASPILIB2P (58 nuclidi a 175 gruppi di energia) per calcoli di schermaggio
- DPA (Displacement Per Atom) riguardante reazioni neutrone/nuclide di 13 isotopi dell'acciaio per calcoli strutturali
- KERMA (Kinetic Energy Release in Material) che permette calcoli accoppiati neutrone/gamma

Il codice ERANOS risolve l'equazione della diffusione di nocciolo multigruppo, è in grado di trattare problemi di anisotropia dello scattering e la presenza di sorgenti esterne .

Inoltre è dotato di moduli che trattano:

- l'evoluzione (burn-up) delle composizione dei nuclidi per gli attinidi e per i prodotti di fissione
- analisi perturbative per applicazioni particolari (analisi di esperienze, determinazione coefficienti di reattività , ecc.)
- post-processore per l'analisi di dati generati da simulazioni

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	NNFISS – LP2 - 057	0	L	122	181

I sorgenti del codice e le procedure di installazione sono fornite per le seguenti piattaforme :

- SUN
- IBM RISC
- PC LINUX

Il codice viene applicato per studi sui reattori innovativi della IV generazione e ADS. La complessità e la puntualità spaziale con cui il codice affronta le varie tematiche sembra non consentire la trattazione dei transitori operazionali e incidentali (LOCA) dei reattori , che sono il campo di applicazione dei simulatori.

5.4.1.5. Simulatori Studsvik Scandpower™

La società Studsvik Scandpower è l'azienda leader nel campo della produzione di software per la simulazione e gestione neutronica del nocciolo dei reattori nucleari. La sua vasta esperienza in questo campo la pone, quindi, come un punto di riferimento obbligato per tutte le aziende di simulatori che vogliono integrare nei loro prodotti lo “stato dell'arte” della simulazione neutronica.

Il software di Studsvik Scandpower che viene generalmente integrato dai vari vendors di simulatori per il training degli operatori è **S3R**. S3R è un acronimo che sta per SIMULATE-3R. Esso è la versione real-time del codice di analisi neutronica SIMULATE-3K. Ricordando le principali caratteristiche di SIMULATE-3K:

- analisi nodale del nocciolo per mezzo della soluzione delle equazioni alla diffusione a 2 gruppi
- possibilità, attraverso metodi sviluppati da Studsvik, di eseguire la pin power reconstruction
- capacità di accoppiamento con codici di termoidraulica 1D Best-Estimate (e.g., RELAP5, TRAC, TRACE)
- lettura di sezioni d'urto omogeneizzate a 2 gruppi in formato “CASMO”
- programmazione in Fortran-95
- modellazione dettagliata dei noccioli con la seguente risoluzione spaziale:
 - PWR: 24 Nodi Assiali, 2x2 nodi radiali per Fuel Assembly (FA)
 - BWR: 16 Nodi Assiali, 1 nodo radiale per FA
- Graphical User Interface

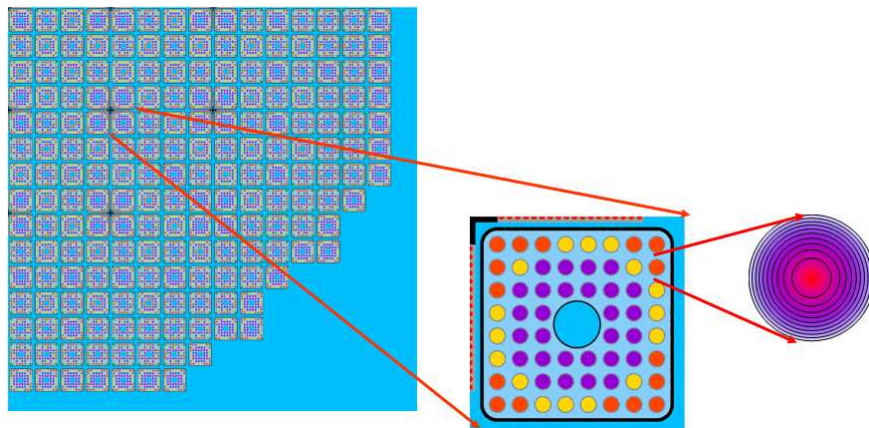


Fig. 5-14 Simulazione SIMULATE-3K

SIMULATE-3R conserva essenzialmente molte delle caratteristiche su elencate per SIMULATE-3K ed è totalmente compatibile con esso. Questo permette di utilizzare per la simulazione d'addestramento lo stesso modello SIMULATE-3K sviluppato per i calcoli di licensing del nocciolo. Questa compatibilità, fortemente ricercata da Studsvik su impulso dell'US-NRC, consente di poter effettuare il training degli operatori su simulatori operanti con parametri di nocciolo molto simili a quelli presenti nel reattore in funzione. SIMULATE-3R deve questa compatibilità al fatto di utilizzare lo stesso metodo numerico per la soluzione delle equazioni della diffusione e la stessa libreria di sezioni d'urto prodotta dal codice CASMO di SIMULATE-3K.

Tuttavia per poter effettuare le simulazioni in real-time così come richiesto ad un simulatore d'addestramento, alcune semplificazioni della modellistica sono state apportate. Ad esempio:

- diminuzione del numero di mesh radiali per FA (es., da 4 ad 1 per il PWR)
- non esecuzione della routine per il "pin power reconstruction"
- non viene aggiornata on-line la libreria delle sezioni d'urto, precedentemente calcolata dal codice CASMO; in particolare, il valore del burnup non viene modificato, trascurando così l'effetto del suo eventuale cambiamento sui parametri nucleari durante tutta la simulazione
- la simulazione è eseguita con un time-step fisso , compreso tra 125-250 ms

S3R inoltre possiede capacità tipiche di un codice sviluppato per il training, quali: la capacità di poter fermare/riprendere i calcoli, di accelerare la velocità di esecuzione (fino a 1000 volte il real-time), di eseguire snapshots dei risultati dei calcoli, di aumentare/diminuire il calore di decadimento, etc.

La capacità di accoppiamento del SIMULATE-3R con diversi codici di sistema (ad es. RELAP5), lo rendono inoltre facilmente integrabile all'interno dei vari ambienti di simulazione sviluppati dai vari vendors quali Corys-Thunder (RNI, THUNDER), GSE (Eurosim), L3-MAPPS (CAE), WSC (SAIC, DSS). Attualmente SIMULATE-3R è

implementato presso i simulatori di 57 impianti nucleari (32 PWR, 24 BWR e 1 Small Modular Reactor).

Un altro prodotto software di Studsvik ScandPower che trova applicazione nella simulazione della strumentazione dei noccioli e che può essere accoppiato al simulatore mediante il SIMULATE-3R, è il pacchetto software GARDEL-SIM. Così come il codice GARDEL esegue il controllo online dei principali parametri del core (flusso assiale, radiale, fattori di picco, burnup, etc.), GARDEL-SIM simula il medesimo controllo ricevendo però i dati di ingresso non dalla strumentazione nucleare, bensì direttamente dal codice di simulazione neutronica (in questo caso SIMULATE-3R).

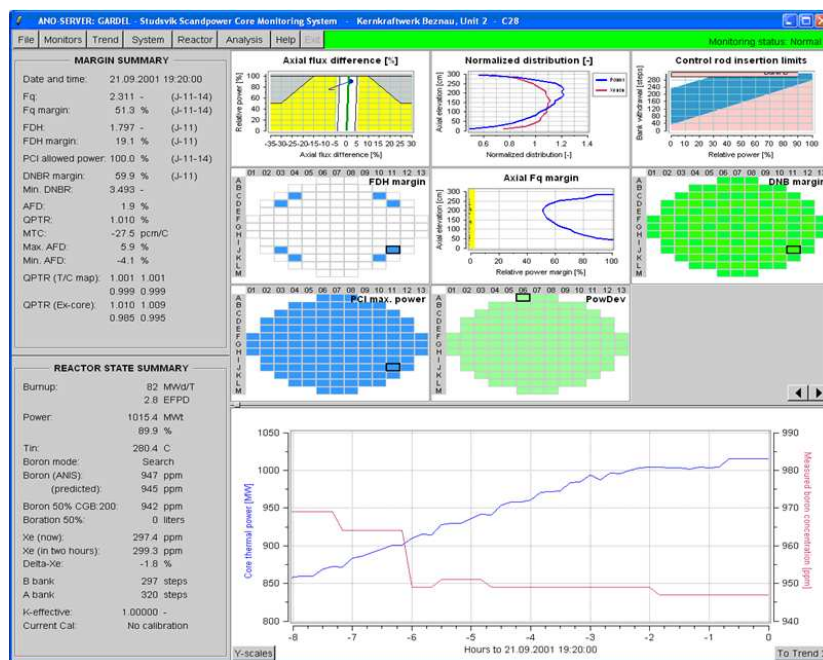


Fig. 5-15 Snapshot di GARDEL-SIM

E' generalmente richiesto un adattamento del software al tipo di nocciolo ed alla strumentazione da analizzare. GARDEL-SIM risulta quindi un valido supporto per l'addestramento degli operatori, in quanto riproduce in real-time e con i medesimi ritardi, i dati elaborati dal calcolatore di processo e disponibili in sala controllo.

5.4.2. I codici avanzati di termoidraulica di sistema: RELAP5-3D, CATHARE

5.4.2.1. RELAP5-3D

Lo sviluppo di impianti nucleari di potenza della III generazione e dei futuri della IV è accompagnato dall'uso sempre più massiccio di simulatori. La compagnia americana

GSE Power System Inc., con sede a Baltimora nel Maryland, impegnata in questo settore, ha messo in campo un ambiente di sviluppo per simulatori, RELAP5-HD, costituito da codici di alto livello.

Il RELAP5-3D per la termoidraulica e i codici S3R e REMARK per la neutronica del nocciolo rappresentano la parte fondamentale della piattaforma HD e costituiscono un esempio molto significativo di modellistica avanzata.

Il RELAP5-3D, prodotto da Idaho National Laboratori USA, rappresenta l'evoluzione del codice di sistema RELAP5, sviluppato negli anni 70 e validato con intense campagne sperimentali, e costituisce la parte termoidraulica nella tecnologia RELAP5-HD.

Il RELAP5-3D è sostanzialmente una libreria di modelli avanzati di componenti convenzionali di impianti nucleari e di impianti convenzionali. Le sue caratteristiche si possono riassumere in:

- codice di sistema termoidraulico 1D
- capacità di simulazione componenti termoidraulici tridimensionali
- libreria delle proprietà dei fluidi acqua-vapore, metalli liquidi (sodio, piombo, ...) e gas
- capacità di accoppiamento con altri codici (di neutronica per esempio)
- linguaggio Fortran

La piattaforma HD (High Definition) viene realizzata infatti da GSE mediante un computer client che coordina le informazioni (dati) provenienti in parallelo da n computer server dove sono installati i codici di neutronica e le copie del RELAP5-3D (Fig. 5-16).

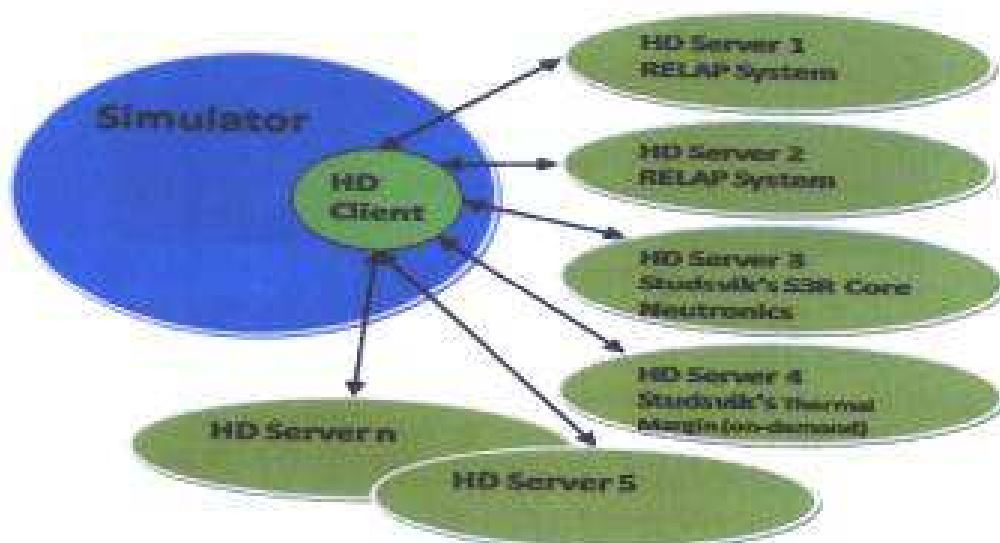


Fig. 5-16 La piattaforma RELAP5-HD

Il modello di un impianto nucleare e convenzionale può essere parallelizzato implementando in ogni copia del Relap5-3D un componente (G.V. per esempio) o più componenti e il nocciolo con il codice SIMULATE-3R o con il codice REMARK™ per la neutronica. Le Fig. 5-17 e Fig. 5-18 mostrano il modello di un PWR a quattro loop sviluppato su piattaforma HD. Il sistema primario è formato da 250 volumi, mentre il secondario costituito da quattro G.V. da 120 volumi, il modello del pressurizzatore ecc... Sufficienti nodi sono adottati per rappresentare geometrie dettagliate, come linee, fasci tubieri dei G.V. e di altri scambiatori di calore, separatori di vapore, duomi, ecc.

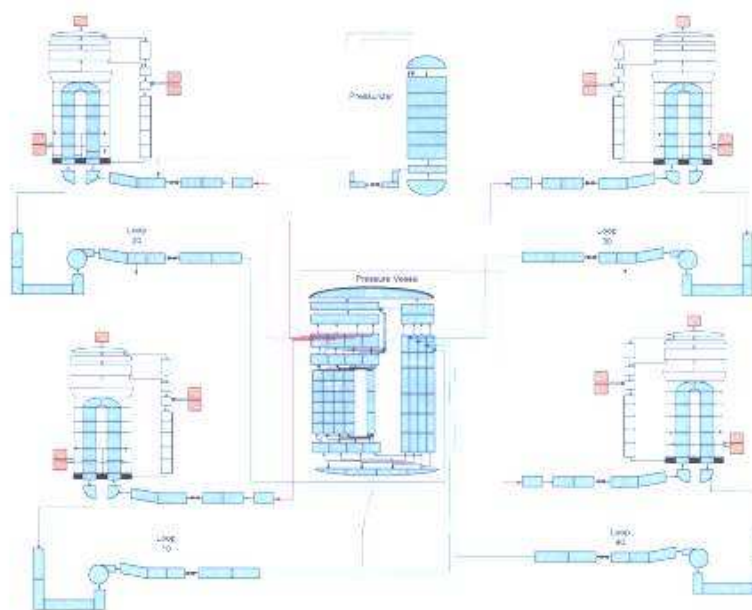



Fig. 5-17 Il modello del reattore PWR a quattro loop secondo la piattaforma RELAP5-HD



Fig. 5-18 Il reattore PWR a quattro loop

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	NNFISS – LP2 - 057	0	L	127	181

Nella piattaforma HD possono essere inseriti altri codici o toolbox:

JControl-TM (JADE-TM Control Logic Modeling Software), JElectric-TM (JADE-TM Electrical Network Modeling Software), JTopmeret-TM (JADE-TM Two-Phase Fluid Modeling Software)

I principali transitori simulabili sono :

- Piccoli e grandi LOCA (Loss of Coolant Accident)
- Mancanza di acqua-alimento nel circuito primario
- Mancanza di acqua-alimento nel circuito secondario (G.V.)
- Stop portata linea vapore
- Isolamento del G.V. per bloccaggio valvole di isolamento
- Rottura del fascio tubiero nel G.V. e mescolamento acqua primaria con acqua-vapore secondario
- Trip di una o più pompe
- Trip di turbina, distacco del carico e scram del reattore
- una combinazione dei precedenti transitori operativi: avviamento, variazione del carico, spegnimento reattore

L'utilizzo di metodi di calcolo semi-impliciti per la variabile tempo, unito alla parallelizzazione consente di aumentare la velocità di calcolo e di rispettare il tempo reale richiesto dai simulatori anche in caso di impianti molto complessi.

Il codice RELAP5-3D è presente nei simulatori della GSE venduti in tutto il mondo :

Pressurized Water Reactor (PWR)	88
Boiling Water Reactor (BWR)	60
Graphite Moderated Reactor (RBMK)	8
Advanced Gas Cooled Reactor (AGR)	4
Naval Reactor	4
Fossil Power Plants	120

5.4.2.2. Il codice francese CATHARE

CATHARE (Code for Analysis of Thermalhydraulics during an Accident of Reactor and safety Evaluation) è un codice di sistema messo a punto per le analisi di sicurezza dei reattori PWR . Viene utilizzato nella filiera francese EPR , N4, per la

messa a punto del progetto di impianti e componenti, per la definizione e la verifica delle procedure operative, ecc .

La versione CATHARE2 è il risultato di una collaborazione tra CEA (Commissariat à l’Energie Atomique), IRSN (Institute de Radioprotection et de Sureté Nucléaire), EDF (Electricité de France) e AREVA NP.

Per sottolineare le potenzialità di CATHARE vengono elencati alcuni transitori simulabili con il codice:

- Loss of Coolant Accident (LOCA) : incidente di perdita del refrigerante primario. Large Break LOCA e Small Break LOCA.
- Steam Generator Tube Ruptures (STGR) : incidente di rottura di uno o più tubi del generatore di vapore
- Altri tipi di transitori come la rottura di una linea vapore del secondario, la perdita di alimentazione d’acqua del lato secondario del generatore di vapore, ecc.

Le sue applicazioni, però, sono limitate ai transitori durante i quali le barrette di combustibile rimangono integre, rimandando a codici più specialistici la trattazione dell’ incidente severo, come ICARE severe accident code e del codice FLICA 4 thermal-hydraulic core component code; una tipica configurazione è ICARE/CATHARE. Il fluido termovettore trattato è generalmente bifase (liquido e vapore) in presenza di incondensabili, in una rete sostanzialmente monodimensionale dove sono presenti componenti zero-dimensionali e tridimensionali. Le Fig. 5-19, Fig. 5-20 e Fig. 5-21 mostrano i tre tipi di schematizzazione 1-D, 0-D e 3-D adottata nel codice .

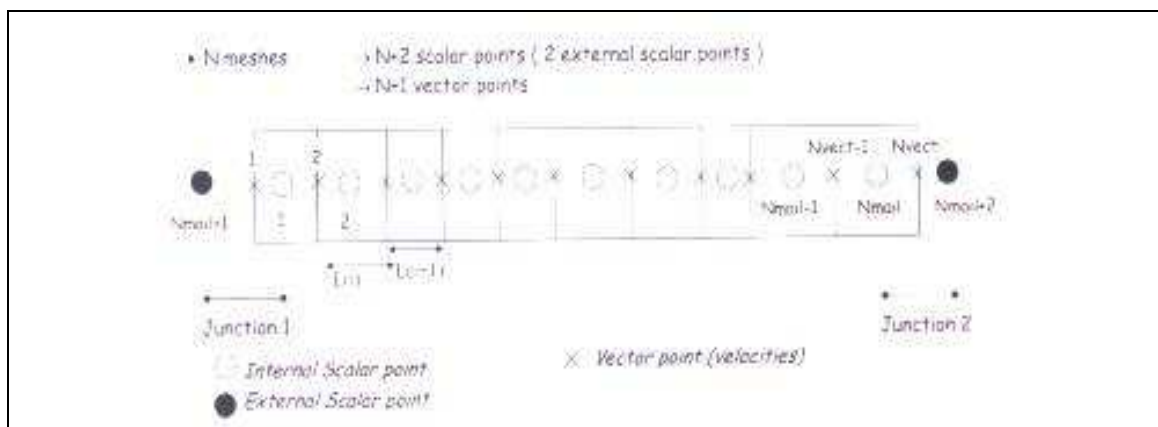


Fig. 5-19 Il modulo 1D del CATHARE: schematizzazione di una tubazione

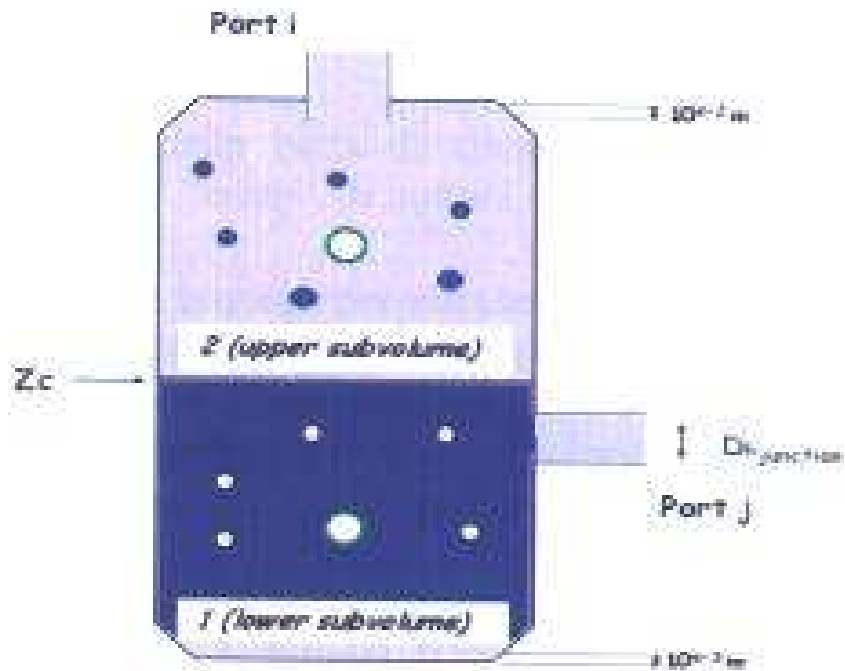


Fig. 5-20 Il modulo 0D del CATHARE : schematizzazione del pressurizzatore



Fig. 5-21 Il modulo 3D del CATHARE: schematizzazione del nocciolo

Per essi valgono le equazioni di bilancio della massa, della quantità di moto e dell'energia. In relazione alla soluzione termica, il codice permette di simulare il

trasferimento di calore tra fluido e superfici solide (pareti o barrette di combustibile) prendendo in considerazione :

- convezione naturale/forzata con liquido in regime laminare e/o turbolento
- convezione naturale/forzata con gas in regime laminare e/o turbolento
- ebollizione nucleata sotto-raffreddata e di massa (BWR o G.V.)
- flusso termico critico → crisi termica

Inoltre il codice consente di tenere conto di fenomeni di trasferimento di massa e di energia all'interfaccia tra le fasi , in base ai fenomeni :

- vaporizzazione del liquido dovuta al vapore surriscaldato
- condensazione del vapore in contatto con liquido sottoraffreddato , ecc.

La Fig. 5-22 costituisce una rappresentazione dei fenomeni locali di trasferimento di massa e di energia.

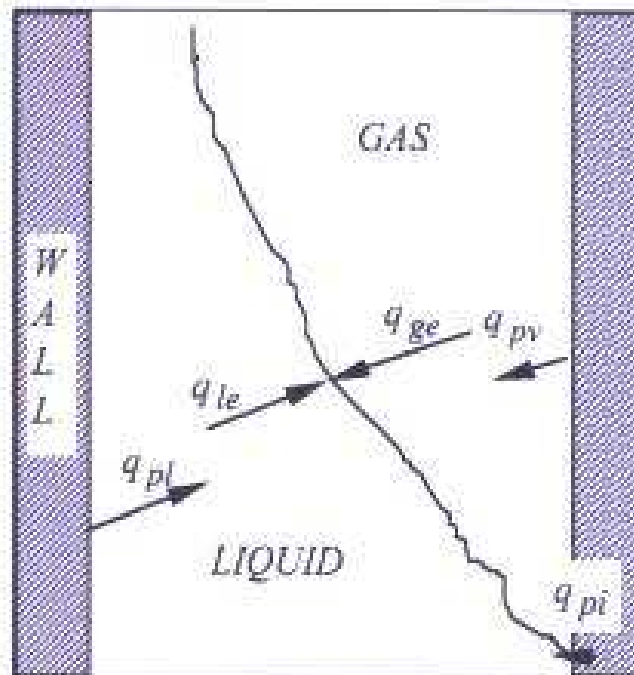


Fig. 5-22 Il fluido bifase : liquido, vapore e gas

I metodi numerici riguardano le differenze finite per la discretizzazione spaziale, metodi_impliciti per i moduli 0-D (pressurizzatore, accumulatori, ecc.) e 1-D (tubazioni) e ibridi per moduli 3-D (vessel) nella discretizzazione temporale. I campi

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	NNFISS – LP2 - 057	0	L	131	181

di variazione delle proprietà termodinamiche dei fluidi si estendono da 0.1 a 25 MPa per la pressione, da 20 a 2000°C per la temperatura e regime subsonico per la velocità.

Il codice CATHARE, nato originalmente per simulare soltanto i reattori ad acqua, è stato poi modificato nel tempo per trattare fluidi termovettori differenti dall'acqua, come i metalli liquidi pesanti (sodio, piombo, piombo-bismuto) e i gas.

L'ultima versione del codice, il CATHARE V2.5_2, è attualmente in grado di simulare anche i futuri reattori della IV generazione, Sodium-Cooled Fast-Breeder Reactors, Gas-Cooled Reactors, Supercritical Water-Cooled Reactors. Il codice CATHARE può operare in coppia con il codice di neutronica SIMULATE-3R (S3R) della società svedese Studsvik .

Nella Fig. 5-23 è riportata la sala simulatore del IRSN.



Fig. 5-23 La sala del simulatore SOFIA del IRSN francese

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	NNFISS – LP2 - 057	0	L	132	181

5.4.3. Codici per il calcolo degli incidenti severi nei reattori nucleari

I codici a cui si fa riferimento sono strumenti di calcolo di alto livello in grado di fornire informazioni dettagliate sull'evoluzione temporale degli incidenti severi negli impianti nucleari di tipo PWR e BWR, e in particolare consentono di:

- conoscere in tempo reale l'entità del rilascio di materiale radioattivo delle barre e di tracciare le principali vie di fuga verso l'esterno;
- gestire il post-incidente delle parti d'impianto coinvolte.

5.4.3.1. Il codice MELCOR

MELCOR è un codice di calcolo ingegneristico sviluppato dai SNL (Sandia National Laboratory) U.S.A. per conto della U.S. NRC (Nuclear Regulatory Commission) per modellare l'evoluzione temporale degli incidenti severi negli impianti nucleari di tipo PWR e BWR. Le applicazioni principali del MELCOR sono la stima dei rilasci radioattivi (termine di sorgente) in seguito alla fusione del nocciolo e la trattazione di un ampio spettro di fenomeni indotti dall'incidente :

- scoprimento del nocciolo in seguito a una perdita di refrigerante, surriscaldamento del combustibile, ossidazione e deformazioni della camicia delle barrette, fusione e riallocazione del materiale nella parte inferiore del vessel;
- surriscaldamento della parte inferiore del recipiente a pressione del reattore (reactor vessel lower head), fusione e fuoriuscita del materiale fuso, deposizione del materiale nella cavità sottostante il vessel. Durante la trattazione vengono considerati gli stress termici e meccanici a cui il vessel è sottoposto;
- reazione del materiale fuso con il calcestruzzo della cavità adibita al corium, conseguente generazione di aerosol, raffreddamento e stabilizzazione del corium;
- produzione di idrogeno dentro e fuori il vessel, trasporto e combustione veloce (esplosione);
- rilascio di prodotti di fissione e vapore, trasporto e deposizione;
- comportamento dei prodotti di fissione radioattivi all'interno dell'edificio reattore, incluso il gorgogliamento nell'acqua della piscina ;

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	NNFISS – LP2 - 057	0	L	133	181

- risposta termoidraulica del circuito primario e impatto dei sistemi ingegneristici di sicurezza.

Il codice MELCOR è composto un modulo principale eseguibile, chiamato MELCOR Executive (EXEC) e da una serie di moduli che modellano i componenti di una centrale nucleare. I vari moduli che compongono il codice sono stati sviluppati con lo scopo di interfacciarsi tra loro, consentendo lo scambio di informazioni e l'accoppiamento dei vari fenomeni coinvolti ad ogni istante di tempo. Una struttura così modulare facilita la possibilità di introdurre aggiornamenti e nuovi processi.

La modellazione in MELCOR è molto flessibile. Infatti l'utente può nodalizzare un volume dove avviene un processo a secondo del grado di dettaglio a cui intende giungere. Eccezione, se così si può dire, è costituita dal modello del nocciolo, per il quale il sistema fornisce una nodalizzazione base. Detto modello è in grado di simulare il nocciolo di PWR e BWR, ma anche il nocciolo dei reattori sovietici RBMK e VVER, grazie ai possibili gradi di libertà del modello base.

La versione attuale più diffusa del MELCOR è la 1.8.6 del 2005, anche se la più recente 2.1 del gennaio 2010 differisce soltanto formalmente. Infatti cambiamenti sostanziali furono introdotti con la versione 1.8.6 mediante l'inserimento di nuovi modelli, tra cui:

- geometria semisferica della parte inferiore del vessel;
- formazione di croste (solidificazione superficiale) del corium;
- simulazione di pozze di materiale fuso nella parte superiore e inferiore del vessel;
- convezione e stratificazione all'interno delle pozze di materiale fuso;
- nuovo modello di ossidazione delle barre di controllo.

I manuali di MELCOR sono suddivisi in tre volumi :

Volume 1: MELCOR User Guides contiene le istruzioni per generare il file di input per ogni modulo;

Volume 2: MELCOR Reference Manuals descrive i modelli utilizzati per rappresentare i vari fenomeni;

Volume 3: esempi e demo.

Vengono qui di seguito riportati a titolo di esempio alcuni moduli del MELCOR:

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	NNFISS – LP2 - 057	0	L	134	181

- Burn (BUR): modella la combustione di gas all'interno di volumi. I modelli impiegati considerano gli effetti globali della combustione (schemi cinetici globali), non trattano la cinetica chimica e la propagazione del fronte di fiamma;
- Cavità (CAV): modella l'interazione del materiale fuso con il calcestruzzo (trasferimento del calore, ablazione del calcestruzzo, generazione di gas);
- Core (COR): calcola la risposta del nocciolo e delle strutture contenute nella parte inferiore del vessel (lower plenum) . Fusione nocciolo, formazione di pozze del materiale fuso, riscaldamento e fusione del vessel, fuoriuscita nella cavità sottostante del reattore;
- DEcay Heat (DCH): modella la potenza residua di decadimento dovuta ai prodotti di fissione presenti nel vessel e nella cavità del corium;
- Material Properties (MP): modella le proprietà fisiche di cui hanno bisogno i vari moduli del MELCOR. Si ricorre all'uso di leggi analitiche, correlazioni empiriche, tabelle di dati. L'utente può definire nuovi materiali e introdurre nuove proprietà.

La simulazione dell'incidente severo coinvolge tutto l'impianto in ogni sua parte. Il MELCOR può girare su differenti computer : IBM, VAX/VMS, SUN, PC, CRAY.

5.4.3.2. Il codice ASTEC V2

Il codice multimodulare d'impianto ASTEC (Accident Source Term Evaluation Code) è stato sviluppato dalle europee IRSN (Francia) e GRS (Germania) nel progetto Network of Excellence SARNET, finanziato dalla UE nell'ambito del 7° Programma Quadro EURATOM.

L'obiettivo del codice ASTEC è simulare l'intera sequenza di un incidente nucleare severo, a partire dall'evento iniziatore fino al rilascio di materiale radioattivo al di fuori del contenimento. Le sue applicazioni pertanto sono:

- Studi del termine di sorgente;
- Studi di PSA-2 (Probabilistic Safety Assessement level 2);
- Studi per la gestione degli incidenti;
- Analisi di prove sperimentali per migliorare la comprensione dei fenomeni in gioco.

Il codice è costituito da diversi moduli o codici che possono lavorare da soli o in gruppo, Fig. 5-24

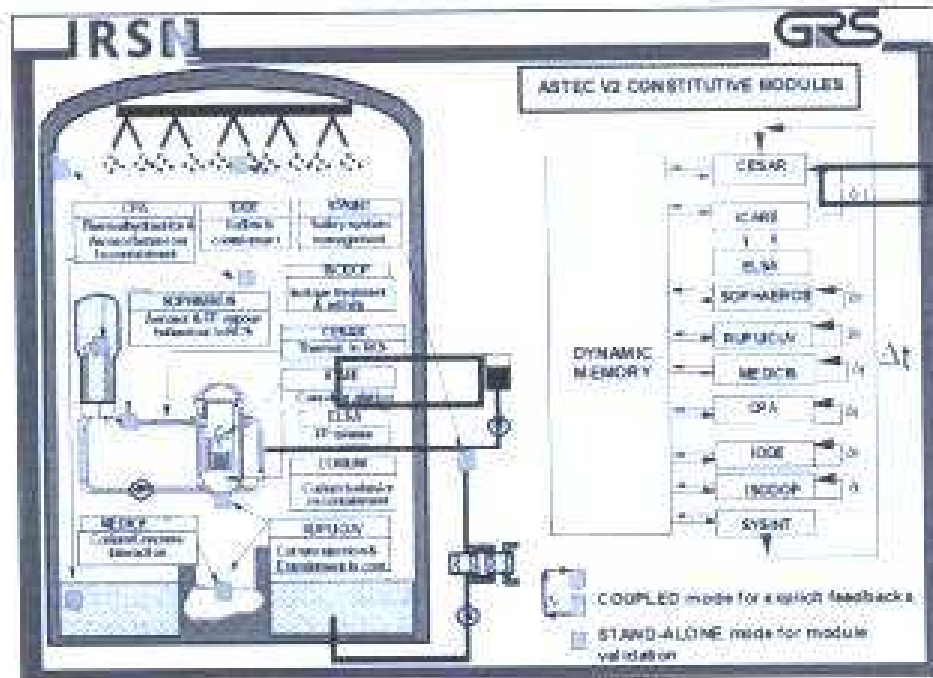



Fig. 5-24 Schema dei moduli e della struttura del codice ASTEC V2.0 - fonte ASTEC Code – IRSN (Francia)

I moduli sono :

- ICARE: è un codice sviluppato da IRSN (Francia) e descrive i fenomeni che avvengono durante la fase di degradazione del nocciolo (fuel rods heat-up, clad oxidation, melting, corium behavior and others). Il codice verrà presentato nel paragrafo successivo;
- ELSA: descrive il rilascio dei prodotti di fissione e dei materiali strutturali provenienti dalla degradazione del nocciolo;
- CESAR: simula la termoidraulica dei circuito primario e secondario;
- SOPHAEROS: simula il trasporto dei PF prodotti di fissione e anche del vapore dal RCS (Reactor Cooling System) all'edificio di contenimento;
- RUPICUV: simula il passaggio del corium caldo dal vessel alla cavità sottostante dopo la fusione del vessel stesso e la possibile ossidazione;
- CORIUM: rappresenta la distribuzione del corium dentro la cavità;
- MEDICIS: simula il MCCI (Molten Core-Concrete Interaction) a seguito della fusione del vessel;

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	NNFISS – LP2 - 057	0	L	136	181

- CPA: simula la termoidraulica e il comportamento degli aerosol all'interno dell'edificio di contenimento;
- PROCO: simula la combustione dell'idrogeno (esplosione);
- IODE: simula il comportamento dello Iodio all'interno dell'edificio di contenimento;
- ISODOP: simula il decadimento dei PF prodotti di fissione e degli attinidi;
- SYSINT: simula il funzionamento dei sistemi di sicurezza (safety injection system, pressurized spray and heaters, hydrogen recombiners and others);
- DOSE: è un nuovo modulo che consente di valutare il rateo di dose nell'edificio di contenimento durante il transitorio.

La descrizione dei moduli mette in evidenza che la simulazione di un incidente severo coinvolge il nocciolo e tutti i sistemi che concorrono a raffreddare il nocciolo e il corium e che costituiscono una via di fuga per i materiali gassosi radioattivi e non ; in pratica viene simulato l'intero impianto.

5.4.3.3. Il codice ICARE

Il sistema ICARE/CATHARE code è stato sviluppato da IRSN francese con lo scopo iniziale di effettuare studi di sicurezza sui reattori PWR. L'accoppiamento del codice ICARE2 per la simulazione degli incidenti severi con il codice CATHARE2 di termoidraulica di sistema consente di simulare i transitori severi di un intero impianto PWR.

Lo sviluppo del sistema ICARE/CATHARE code è stato effettuato per rispondere a tre grandi obiettivi :

- calcolo della sequenza incidentale di un incidente severo nei reattori LWR;
- supporto a programmi sperimentali (PHEBUS FP , PHEBUS ST, etc.);
- per comprendere e interiorizzare la fenomenologia di degradazione del nocciolo.

La dinamica della degradazione del nocciolo (deposizione del materiale fuso nel duomo inferiore del nocciolo, fusione del vessel con fuoriuscita dei materiali e deposizione nella cavità, produzione di idrogeno e aerosol ecc.) viene simulata in ICARE2 da una serie di modelli che trattano ciascuno alcune fasi della sequenza incidentale.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	NNFISS – LP2 - 057	0	L	137	181

- **Dinamica di transizione nocciolo-letto fluido:**

Le barre si surriscaldano, si deformano, si fessurano e fondono; le pellets si deformano, alcune fondono (parzialmente o totalmente) e per gravità cadono verso il basso insieme al fuso. Si forma un letto fluido con particelle solide che viene trattenuto dalla griglia di supporto del nocciolo o dal plenum inferiore del vessel. Il modello tratta il materiale come un fluido poroso misto a particelle solide sferiche (detriti di ogni genere), caratterizzate da una distribuzione spettrale delle masse, il quale presenta interazioni al suo interno e con le strutture con cui viene a contatto.

- **Fusione del vessel e fuoriuscita dei materiali**

Il modello simula questa fase trattando l'interazione del fluido (fuso + particelle solide sospese) con il vessel e successivamente con il calcestruzzo nel vano sottostante il vessel con produzione di aerosol. Il materiale si raffredda, solidifica superficialmente (formazione di crosta), scambia calore con l'ambiente e con il pavimento, dove passano i tubi di raffreddamento.

- **Emissione di calore radiativo**

L'energia emessa per temperatura dal corium viene calcolata da un modello radiativo che definisce tutte le superfici radianti del processo all'interno del vessel e nella cavità del corium.

- **Prodotti di fissione e potenza di decadimento**

Il modello tratta la dinamica del decadimento gamma e beta di circa 40 specie presenti all'interno del vessel e nel corium. Attualmente può essere adottato anche il modulo ELSA V1.12 del codice ASTEC visto precedentemente.

- **Reazioni chimiche e passaggi di stato**

Il modello simula la reazione di ossidazione dello zirconio, presente nel vessel come guaina della barretta e nel corium come elemento fuso e/o solido, con produzione di idrogeno, e la combustione di quest'ultimo. Il modello calcola inoltre i passaggi di stato (fusione, ablazione, ...) di composti come UO_2 , ZrO_2 , miscele U-Zr-O ecc.

- **Proprietà termodinamiche**

Le proprietà termodinamiche (entalpia, calore specifico, entropia ...) degli elementi in funzione della temperatura e della pressione sono tabulate nel data base THERMODATA/IPSN a cui il codice fa riferimento. Le proprietà delle miscele vengono calcolate come combinazione lineare delle proprietà di ciascun elemento formante la miscela stessa.

- La discretizzazione dei fluidi

Sono disponibili quattro tipi di schematizzazioni per descrivere i volumi occupati da fluidi e materiale fuso:

- 1 D per le miscele di gas, aerosol, vapore d'acqua (si producono durante l'incidente severo) che attraversano tubi o banchi di tubi;
- 2 D per il materiale fuso presente sulla griglia inferiore del nocciolo;
- 1 D e 2 fasi per i fluidi bifase che attraversano tubi o banchi di tubi;
- Simulazione della dinamica del livello dell'acqua nel nocciolo mediante un modello 1D per canale;
- Scambi di calore con strutture in presenza di detriti e fluidi vengono calcolati in ogni cella, con evaporazione quando la temperatura diviene di saturazione.

Nelle Fig. 5-25, Fig. 5-26 e Fig. 5-27 vengono riportate la distribuzione del materiale solido + liquido nel vessel in due istanti di tempo durante il transitorio di un incidente severo di un reattore PWR da 900 MWe e le curve di produzione di H₂ e del materiale di detriti.

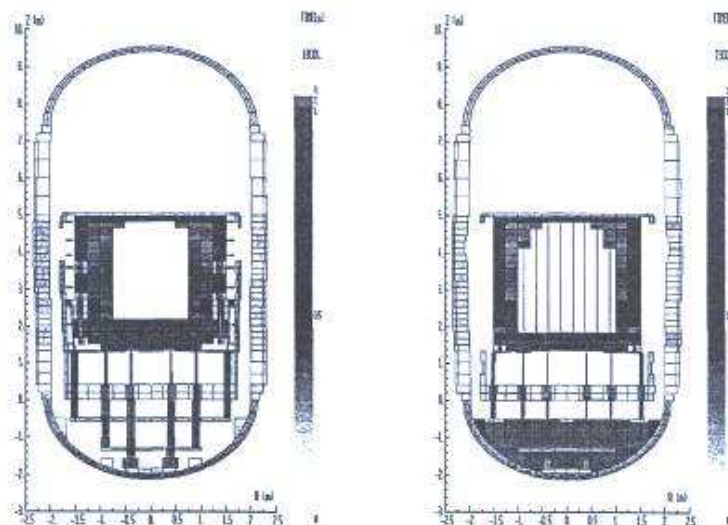


Fig. 5-25 Distribuzione materiale e liquido a 19000 e 23000 sec. del transitorio di un PWR 900 MWe con il codice ICARE2

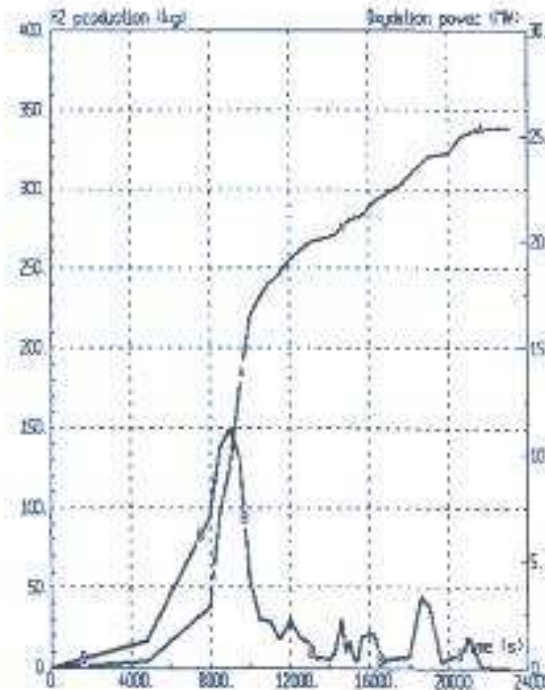


Fig. 5-26 Produzione di idrogeno e potenza (curva B) in un PWR 900 MWe con il codice ICARE2

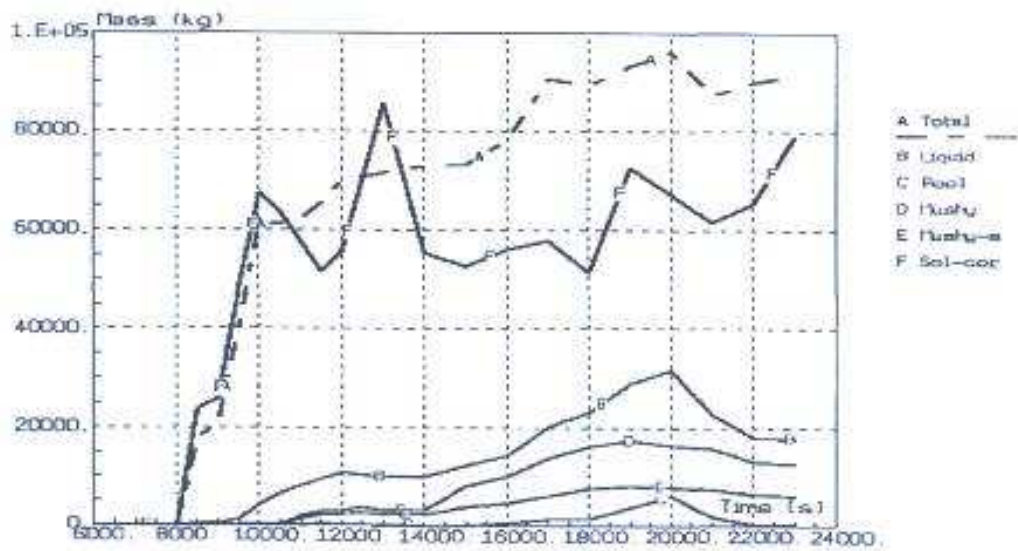


Fig. 5-27 Produzione detriti e corium in un PWR 900 MWe con il codice ICARE2

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	NNFISS – LP2 - 057	0	L	140	181

La prima versione, ICARE/CATHARE V1, realizzata nel 1999, era limitata a calcoli monodimensionali. La versione corrente, ICARE/CATHARE V2, basata su ICARE2 V3 mod3.1 e CATHARE 2 V2.5_1, presenta una schematizzazione 2D del nocciolo. La versione finale, ICARE/CATHARE V3, presenterà in ICARE2 una modellizzazione 3 D del vessel.

ICARE/CATHARE è stato validato con:

- Test di termoidraulica;
- Test con effetti separati (interazione chimica, interazione meccanica, etc.);
- Test di degradazione del nocciolo;
- Simulazione dell'incidente di TMI-2.

5.4.3.4. Codice di Simulazione RELAP/SCDAPSIM

Il codice di calcolo RELAP5/SCDAPSIM, sviluppato dall'azienda di software "Innovative System Software, L.L.C." di Idaho Falls (ID), USA, rappresenta uno degli strumenti di calcolo più avanzati oggi disponibili per la simulazione di impianti nucleari durante condizioni incidentali "severe" (condizioni implicanti il danneggiamento del combustibile nucleare).

RELAP5/SCDAPSIM è basato sul codice di sistema termoidraulico RELAP5 e sul codice di incidenti severi SCDAP, sviluppati entrambi sin dagli anni '70/'80 da parte dell'US-NRC. Dagli anni '90, "Innovative System Software, L.L.C." ha iniziato in maniera indipendente a migliorare ed incrementare le capacità di SCDAP ed il suo accoppiamento con il RELAP5, producendo un proprio codice denominato RELAP/SCDAPSIM. RELAP/SCDAPSIM oltre a conservare le capacità di analisi termoidrauliche di sistema proprie del RELAP5, è quindi in grado di svolgere analisi di incidente severo. Riassumendo, le caratteristiche principali del codice sono le seguenti:

- analisi di sistema termoidraulica 1D basata sul RELAP5: calcolo termoidraulico del Reactor Coolant System e dei suoi componenti (pompe, valvole, etc.), simulazione delle iterazioni del sistema di controllo e della cinetica neutronica (modello zero-dimensionale)
- scambio termico per irraggiamento fuel-fluido
- analisi del comportamento termo-meccanico del core e delle strutture del vessel (upper & lower plena) durante condizioni di funzionamento normale ed incidentale: modelli "ad-hoc" per la simulazione degli elementi di combustibile del LWR, delle barre di controllo, etc.. e modelli agli elementi finiti per le strutture del vessel
- capacità di simulazione del combustibile danneggiato (formazione di debris, di molten pool, etc..) e della sua dinamica (slumping, candelung, formazione di crosta, etc..)

- capacità di simulazione dell'iterazione fuel debris-vessel
- capacità di simulazione del danneggiamento strutturale per creep delle strutture del vessel
- capacità di calcolo dell'inventario dei radionuclidi più rilevanti (prodotti di fissione + attinidi)

Un esempio grafico delle capacità di simulazione del RELAP/SCDAPSIM è illustrato nella Fig. 5-28.

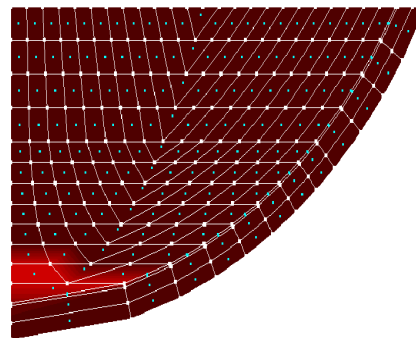
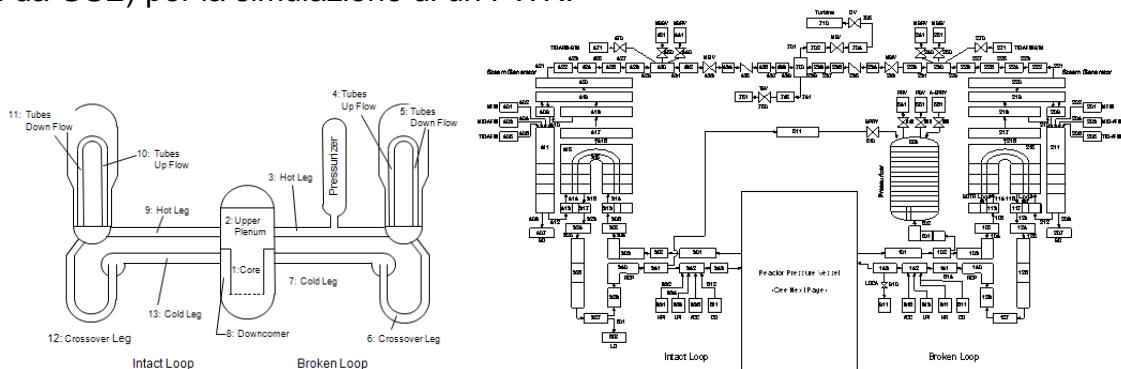


Fig. 5-28 Simulazione termo-meccanica agli elementi finiti del fondo del vessel

La compatibilità con il codice RELAP5, consente inoltre l'efficace utilizzo da parte del RELAP/SCDAPSIM, di tutti gli input deck generati per i codici RELAP5 mod 3.3. e RELAP5-3D©. Questa peculiarità lo rende facilmente integrabile all'interno di un eventuale ambiente di simulazione per impianti nucleari.

Tuttavia è da sottolineare che, vista la complessità del codice e dei modelli in esso implementati, esso è al momento impiegato esclusivamente per analisi di sicurezza off-line. La 5-29 illustra bene la differenza di complessità tra un modello RELAP/SCDAPSIM ed un modello MAAP (altro codice di incidenti severi, usato ad es. da GSE) per la simulazione di un PWR.



5-29 Modello MAAP (destra) e RELAP/SCDAPSIM (sinistra) per la simulazione di un PWR

I tempi di calcolo di RELAP/SCDAPSIM sono quindi più elevati rispetto ai codici equivalenti (ma più semplificati) MAAP e MELCOR. Generalmente un DBA può

essere eseguito 10-20 volte più velocemente del real-time; simulando un SA, la velocità di calcolo scende a 1-5 volte il real-time.

In conseguenza dell'incidente all'impianto nucleare di Fukushima-Daiichi, i maggiori "vendors" di simulatori hanno recentemente evidenziato la necessità di migliorare (o eventualmente includere) nei loro futuri prodotti la capacità di simulazione degli incidenti "beyond-design-basis" e degli incidenti severi. L'incidente all'impianto giapponese ha, infatti, fatto porre una rinnovata enfasi, da parte delle autorità nazionali per la sicurezza nucleare, sullo sviluppo ed implementazione delle guidelines per la gestione degli incidenti severi (SAMG) da parte delle utilities e sulla preparazione di quest'ultime nel far fronte a scenari incidentali estremi.

Pertanto, è da ritenere che in un futuro prossimo (anche grazie al continuo aumento delle capacità di calcolo dei moderni computer), anche il codice RELAP/SCDAPSIM potrà essere integrato in una delle esistenti piattaforme commerciali di simulazione di impianti nucleari.

5.4.3.5. Simulazione dell'incidente di Fukushima con i codici RELAP/SCDAPSIM

Nell'ambito delle attività di ricerca svolte dall'UTFISST-SIMING-Lab dell'ENEA-Casaccia, il codice di sistema RELAP5 è testato ed impiegato nell'analisi di impianti nucleari di potenza ad acqua leggera. Come precedentemente esposto, RELAP5 e le sue varianti (p.es. RELAP-HD e 3KEYRELAP) sono integrate nei principali simulatori ingegneristici e di training prodotti dai vari vendors internazionali. Come già si è detto, RELAP/SCDAPSIM è un'ulteriore versione del codice che permette il calcolo di sistema abbinato ad un'analisi di incidente severo. SIMING-Lab ha effettuato una serie di attività preliminari per testare appieno le capacità di RELAP/SCDAPSIM nell'ottica di una sua futura integrazione in un simulatore ingegneristico avanzato. Rientra in questo contesto, quindi, lo sviluppo di un modello computazionale per la simulazione dell'unità 1 dell'impianto nucleare di Fukushima Daiichi (reattore BWR-3 MARK I).

Nel seguito viene brevemente riportata una descrizione del modello sviluppato, della sua validazione e della sua applicazione per la simulazione dell'incidente occorso l'11 Marzo 2011 in Giappone.

Descrizione del modello

La sviluppo del modello necessario per la simulazione dell'evento di Fukushima ha richiesto la descrizione abbastanza dettagliata dei seguenti componenti dell'isola nucleare:

- reactor pressure vessel (RPV)
- Isolation Condenser (IC)
- steam-lines (SL) fino alle Turbine Stop Valves
- Bypass Condenser
- Contenimento (Drywell & Wetwell)
- Safety Relief/Relief Valves (SRV/RV)

Lo schema del modello (nodalizzazione) è mostrato nella Fig. 5-30 (RPV, linee di ricircolo, IC e SLs) e nella Fig. 5-31 (Contenimento).

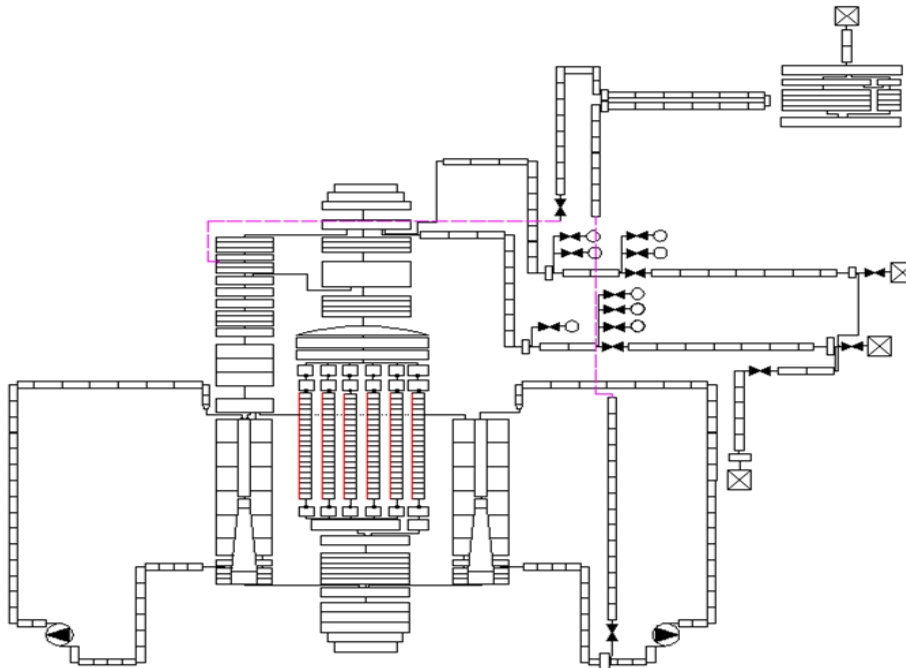


Fig. 5-30 Nodalizzazione del RPV, linee di ricircolo, IC e SLs

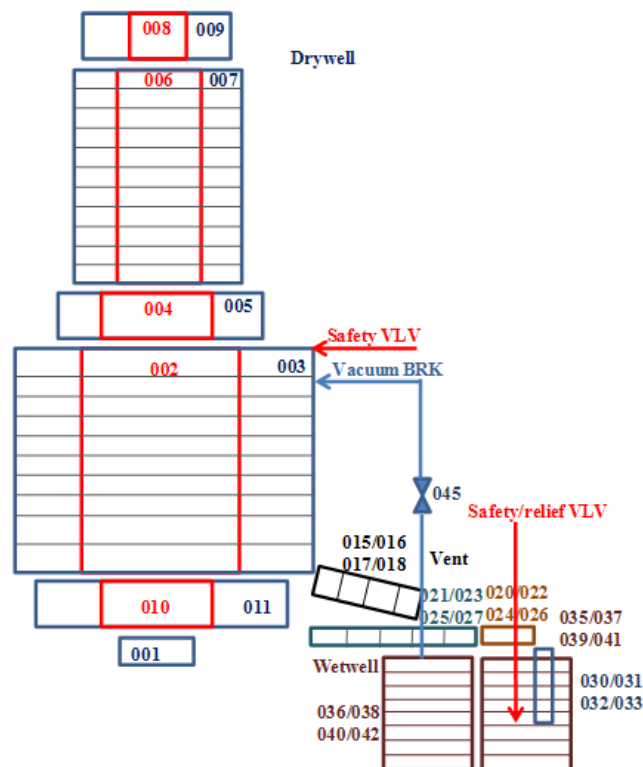


Fig. 5-31 Nodalizzazione del contenimento

Il modello sviluppato è composto complessivamente da :

- 1076 volumi termoidraulici
- 1013 giunzioni
- 536 strutture termiche

Grazie alla discretizzazione impiegata, il modello può produrre risultati in “real-time” anche su impiegando normali desktops (e.g., Pentium i3).

Validazione del modello

Molti dei dati di impianto di Fukushima Dai-ichi non sono attualmente disponibili in letteratura, pertanto si è provveduto alla validazione del modello sviluppato mediante l’uso di informazioni riguardanti Santa Maria de Garona NPP, impianto gemello di quello giapponese ed attualmente in esercizio in Spagna. Nella Tabella 5-1 sono riportati alcuni risultati relativi alla validazione dello stato stazionario.

Tabella 5-1 Risultati della validazione dello stato stazionario

PARAMETER	Plant parameter	RELAP	Error (%)
Core Thermal Power (W)	1.38E+09	1.38E+09	N/A
RPV dome pressure (MPa)	6.98	7.02	0.54
Total mass flow (Kg/s)	5622	5605	-0.30
Bypass flow (Kg/s)	--	341	N/A
Recirculation line mass flow (kg/s)	1308	1311	0.23
Steam Lines total mass flow (Kg/s)	685.7	685.0	-0.10
Reactor Level (m above the TAF)	4.109	4.163	1.31
FW mass flow (Kg/s)	677.5	686.0	1.25
FW Temperature (°K)	452	452	N/A

Nelle tre figure seguenti sono riportati alcuni risultati della validazione “on-transient”, eseguita simulando un transitorio di Turbine Trip occorso all’impianto spagnolo.

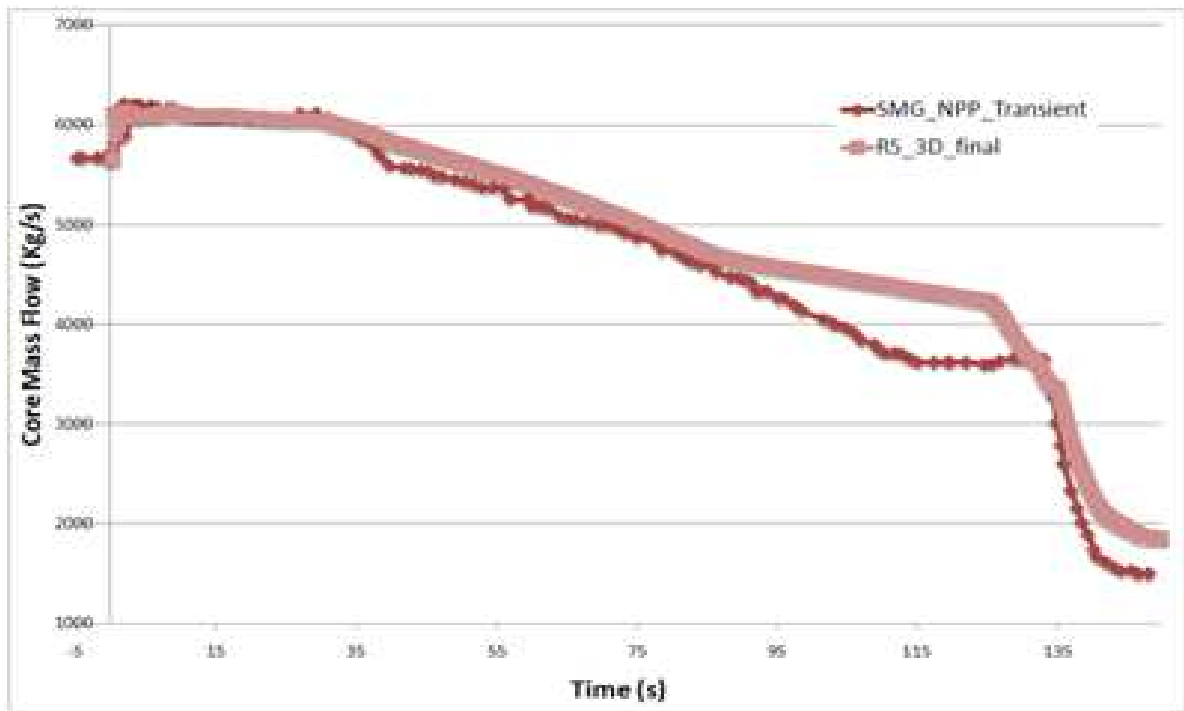


Fig. 5-32 Simulazione del Turbine Trip di S. Maria de Garona – Portata massica nel core

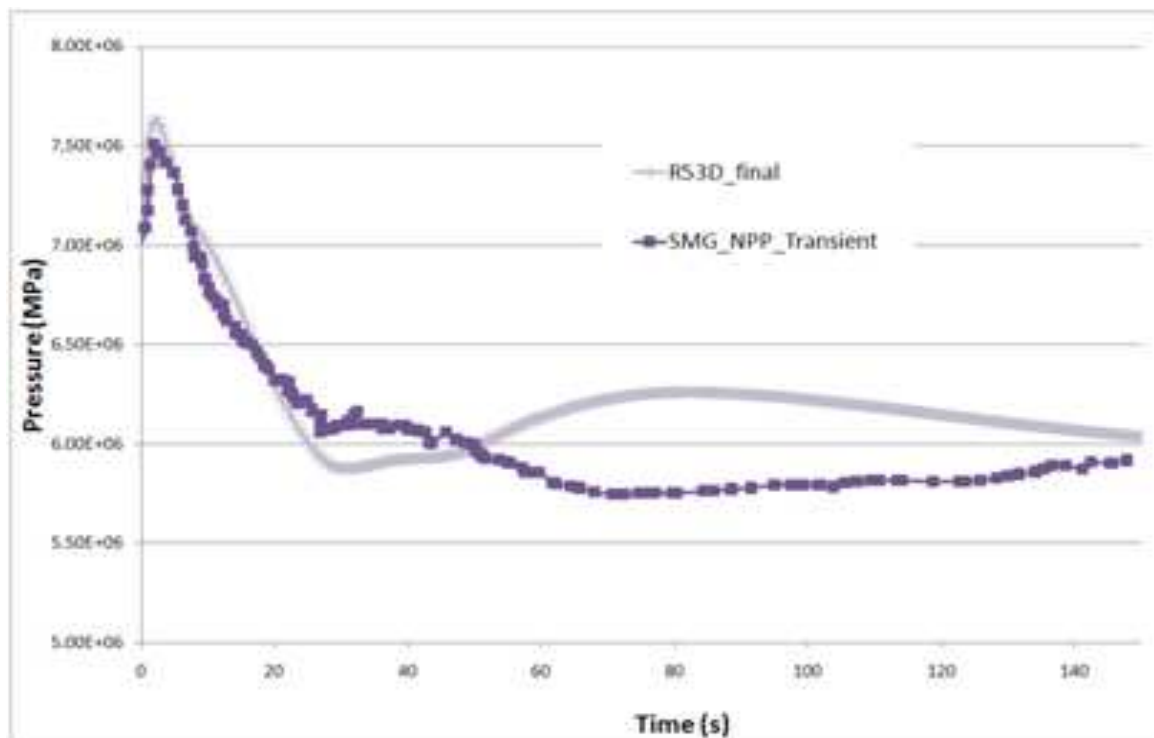


Fig. 5-33 Simulazione del Turbine Trip di S. Maria de Garona – Pressione nell'upper plenum del RPV

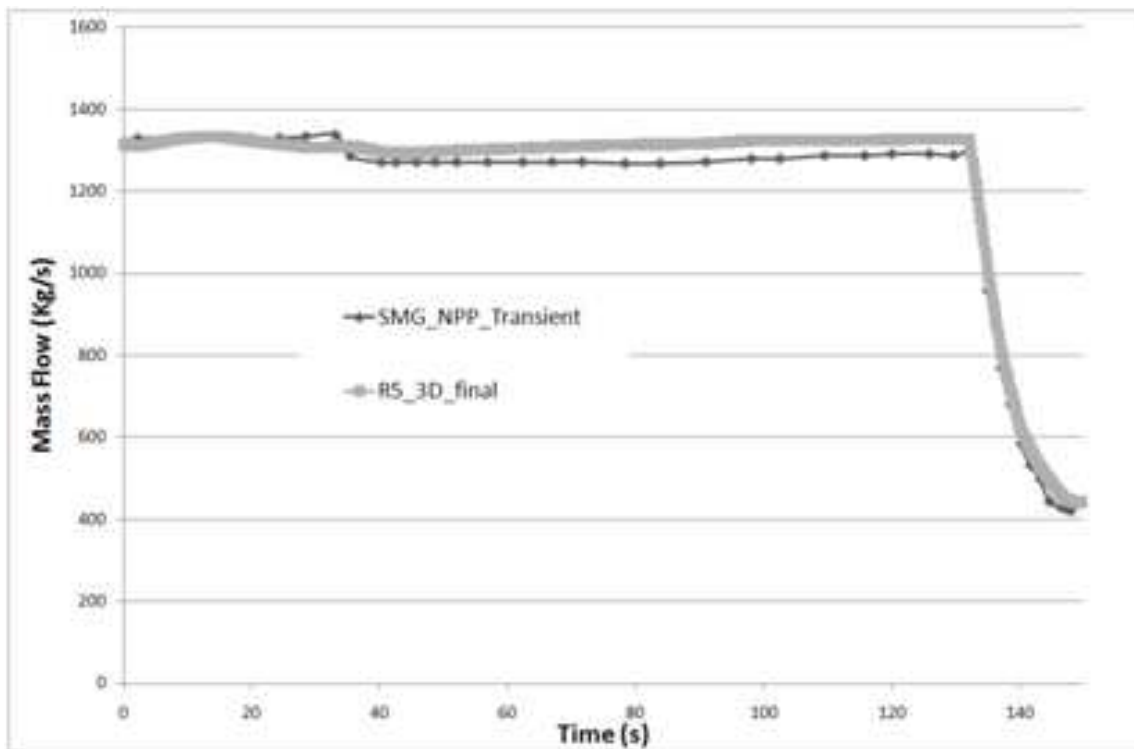


Fig. 5-34 Simulazione del Turbine Trip di S. Maria de Garona – Portata nella linea di ricircolo “B”

Principali risultati

La simulazione dell’evento incidentale ha permesso di identificare 7 fasi caratterizzanti:

- Fase 1: Scram e Isolamento del reattore (da 0 a 60 secs.)
- Fase 2: Rimozione dell’energia per mezzo dell’Isolation Condenser (da 360 a 3060 secs.)
- Fase 3: Termine della rimozione di energia dal RPV e perdita di massa dallo stesso. Decremento del livello di acqua nel RPV fino al raggiungimento del Top of Active Fuel (TAF), (da 3060 a 7000 secs.)
- Fase 4: Scoprimo del nocciolo e sua degradazione. Produzione di idrogeno da parte del clad surriscaldato (da 2 a 3.4-4 ore)
- Fase 5: Fusione del nocciolo (da 3.4-4 ore a 3.8-8 ore)
- Fase 6: Danneggiamento del fondo del RPV (da 3.8-8 a 15 ore)
- Fase 7: Sovrappressione del contenimento e venting (da 15 a 23 ore)

La sequenza degli eventi occorsa all'impianto giapponese è riportata in Tabella 5-2.

Tabella 5-2 Sequenza degli eventi dell' 11-12 Marzo nell'unità 1 di Fukushima Daiichi NPP

DAY	LOCAL TIME (JST)	Time elapsed since the EQ [day, hr, min]	Time elapsed since the EQ [sec]	EVENT	NOTES
11 March	14.46	0.00	0	SCRAM	IC Activation/Deactivation time are estimates; 3 times manually operated reported by records
	14.47	0.01	60	MSIV closure	
	14.52	0.06	360	Isolation Condensers (IC) A&B ON	
	15.03	0.17	1020	IC A&B OFF	
	15.07	0.21	1260	Primary Containment Vessel (PCV) SPRAY B ON	
	15.17	0.31	1860	IC ON SYS A / PCV SPRAY A ON	
	15.19	0.33	1980	IC OFF SYS A	
	15.24	0.38	2280	IC ON SYS A	
	15.26	0.40	2400	IC OFF SYS A	
	15.32	0.46	2760	IC ON SYS A	
	15.34	0.48	2880	IC OFF SYS A	
	15.37	0.51	3060	LOSS OF AC & DC POWER BY TSUNAMI FLOODING	
				IC VLV SYS A OPENED (?); Water in IC by Fire PMP (?)	
				IC ON SYS A (?)	
				IC OFF SYS A (?)	
12 March	18.10	3.24	12240	IC ON SYS A (?)	NO COOLING (14.09 hr)
	18.25	3.39	13140	IC OFF SYS A (?)	
	21.19	6.33	23580	Line-up from Diesel Driven Fire Protection Pump (DDFPP)	
	21.30	6.44	24240	IC 3A valve opened (?)	
	21.35	6.49	24540	Water supplied by the DDFPP to the IC Sec. Side	
	23.00	8.14	29640	HIGH RADIATION LEVEL IN TURBINE BUILDING	
	0.49	10.03	36180	HIGH PRESSURE IN PCV ($P > P_{max}$)	
	1.48	11.02	39720	DDFPP malfunction. Stop water injection	
	5.46	15.00	54000	FRESH WATER INJECTION BY FIRE PUMPS	
	9.15	18.29	66540	PCV MO valve opened @ 25%; AO vlv still closed	
14.30	23.44	85440	PCV venting by this hour since p redux		
14.49	1/1/00 0.03	86580	PCV venting valve closed		
14.53	1/1/00 0.07	86820	STOP FRESH WATER INJ., TOTAL INJECTED UP TO NOW = 80 m3	NO COOLING (4.11 hr)	
15.36	1/1/00 0.50	89400	H2 EXPLOSION		
17.55	1/1/00 3.09	97740	METI ordered seawater injection		
19.04	1/1/00 4.18	101880	Seawater injection using fire pumps		

Nelle sei figure che seguono sono riportati gli andamenti dei principali parametri simulati.

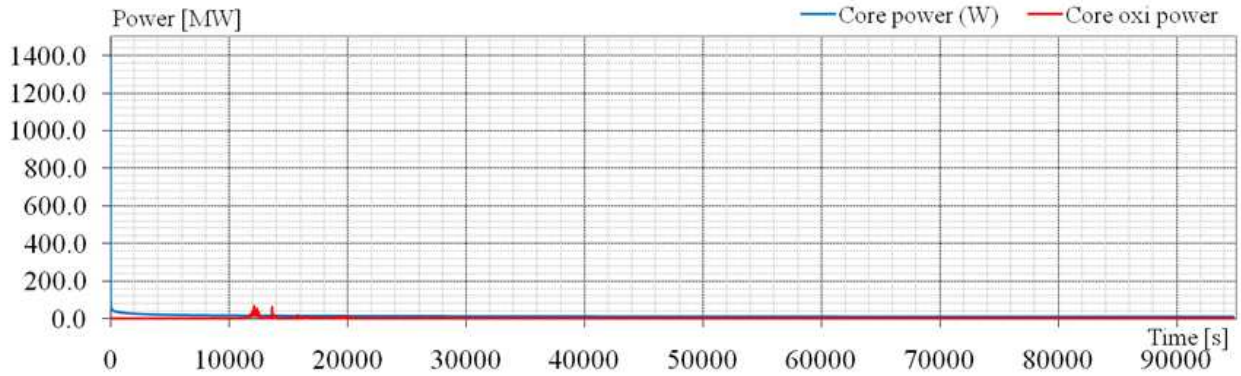


Fig. 5-35 Potenza del nocciolo

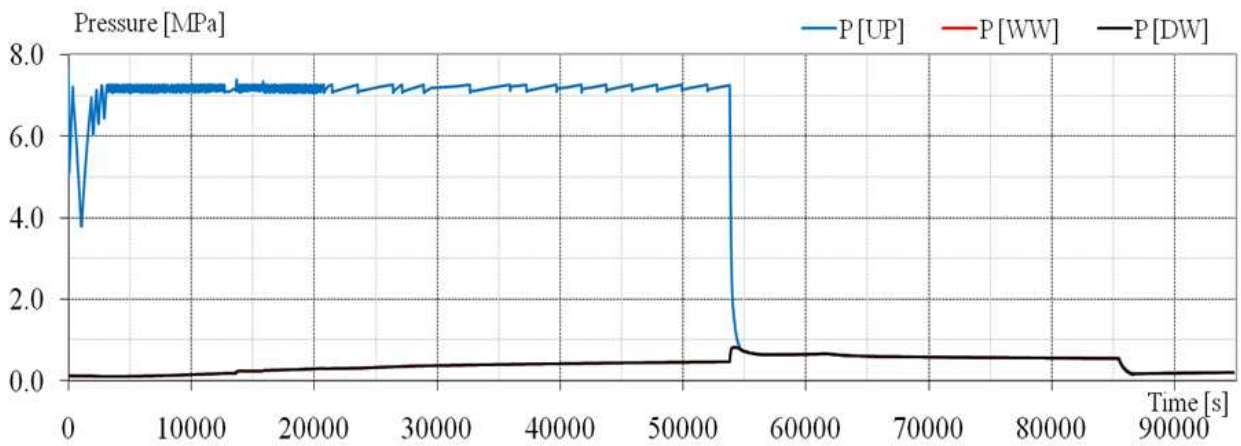


Fig. 5-36 Pressione nell'Upper Plenum (UP), nel Wetwell (WW) e nel Drywell (DW)

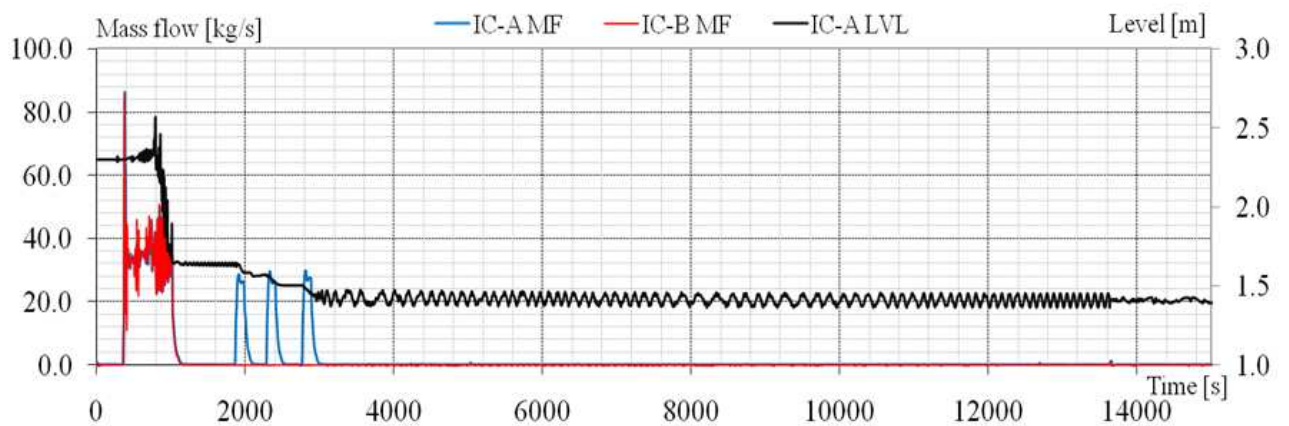


Fig. 5-37 Livello nell'IC-A (IC-ALVL) e portata nel lato primario dell'IC-A (IC-A MF) e dell'IC-B (IC-B MF)

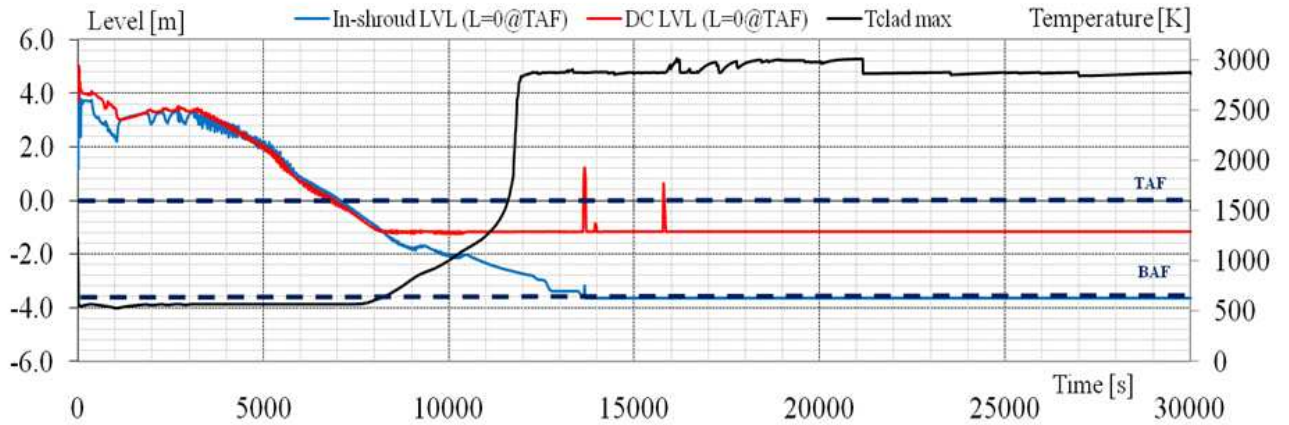


Fig. 5-38 Livello nello shroud e nel downcomer e temperatura di camicia dell'hot spot

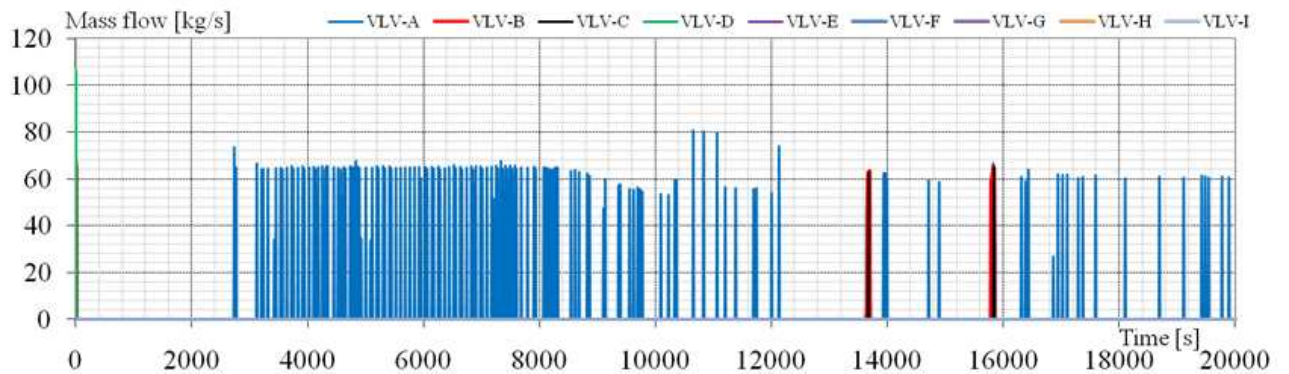


Fig. 5-39 Portata nelle valvole SRV/SV

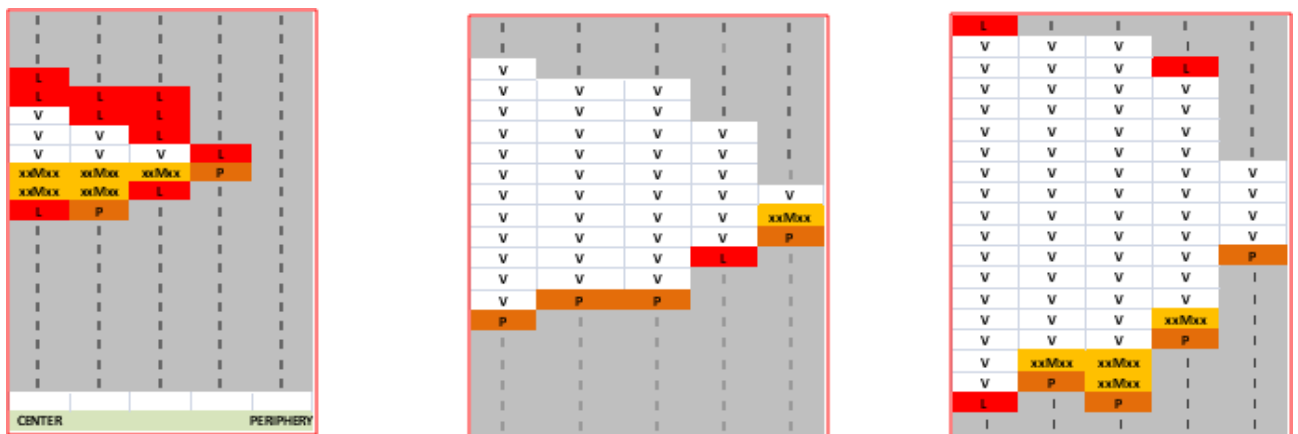


Fig. 5-40 Sketch rappresentante la degradazione del nocciolo a 4.4., 5.5 e 8.3 ore dall'inizio dell'incidente

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	NNFISS – LP2 - 057	0	L	150	181

Come si evince dai risultati (parziali) sopra riportati, la simulazione ha consentito di calcolare i principali parametri di impianto per tutta la durata dell'incidente, riproducendo la degradazione del core e il danneggiamento del RPV con la conseguente pressurizzazione del contenimento. L'opzione di tracciamento dei prodotti di fissione non è stata testata e verrà controllata nei lavori futuri.

5.4.4. Prodotti software per processi di interesse per lo sviluppo di simulatori

La suite JADE (Java Application Development Environment) della società GSE System Inc., fornisce un ambiente di modellazione con utilizzo di semplici interfacce grafiche, per lo sviluppo completo di simulatori di impianti di potenza sia nucleari che convenzionali. In pratica si tratta di un toolset di simulazione, che consente agli utilizzatori di sviluppare in maniera integrata modellazione di simulatori ad alta produttività, qualità, affidabilità e flessibilità. Tutti i prodotti del toolset possono essere facilmente trasportati nei diversi sistemi operativi più diffusi (Microsoft, Unix, Linux)

Tale toolset è composto dai seguenti prodotti :

- JTOPMERET : modelli di simulazione per sistemi di fluidi bifasi
- JFLOW : modelli per calcolare flussi e pressione di fluidi bifase
- JELECTRIC : modello per simulare reti elettriche di generazione e distribuzione
- JCONTROL : un tool di modellazione per sistemi di controllo sia analogici che booleani
- JLOGIC : un tool di modellazione per schemi elettrici
- JDESIGNER : un ambiente di progetto per simulatori con interfaccia grafica user-friendly
- JSTATION : un tool per simulare scenari di training
- SIMEXEC : programma per simulare in modo versatile un insieme di tools di simulazione
- SMARTTUTOR: consente di controllare il software di simulazione attraverso prodotti Microsoft Office

Nei seguenti paragrafi vengono descritti dettagliatamente solo 3 prodotti: JTopmeret, JElectric e JControl)

5.4.4.1. JTopmeret-TM JADE-TM Two-Phase Fluid Modeling Software

Il codice JTopmeret-TM della GSE Systems è un ambiente di simulazione per la modellizzazione termoidraulica di sistemi complessi e componenti con fluidi monofasi e bifasi.

Progettato originariamente per i soli impianti nucleari di produzione, è stato successivamente esteso anche agli impianti fossili di produzione, agli impianti a gas e a cicli combinati, ecc. .

Il codice è sostanzialmente costituito da una libreria di modelli di componenti monofasi e bifasi, come ad esempio :

- pompe, compressori
- serbatoi
- valvole , tubazioni
- turbine
- scambiatori di calore
- generatori di vapore
- pressurizzatore

Il modello complessivo dell'impianto si ottiene connettendo graficamente le icone dei vari modelli di libreria selezionati, ottenendo strutture che riproducono la topologia dell'impianto.

La figura seguente mostra la rappresentazione grafica del modello di un impianto di produzione.

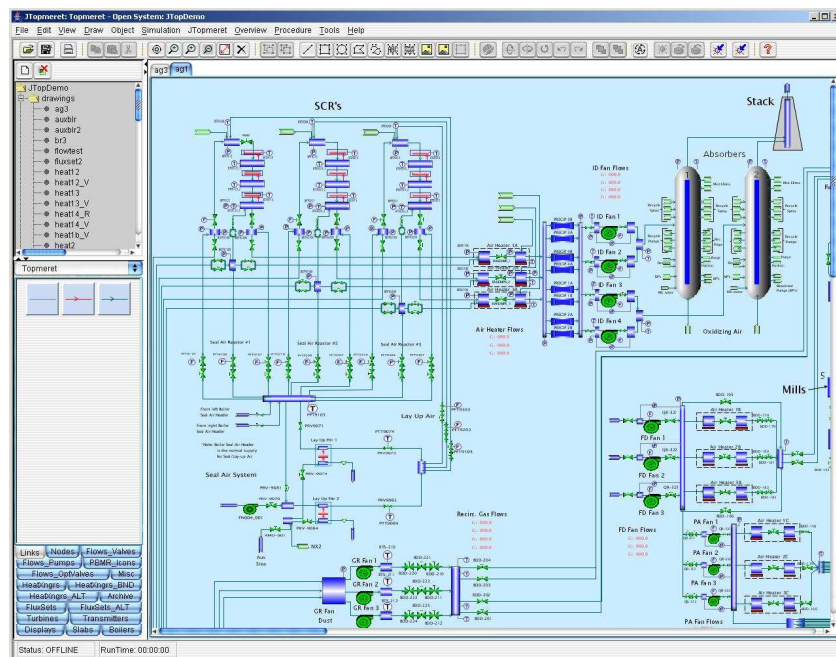


Fig. 5-41 Sinottico di una parte del modello di un impianto di produzione

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	NNFISS – LP2 - 057	0	L	152	181

Caratteristiche

Ogni modello è di tipo fisico, basato cioè sui principi di conservazione della massa, della quantità di moto e dell'energia.

Nei modelli in cui sono presenti due fasi (per esempio G.V. , pressurizzatore) le leggi di conservazione vengono applicate al liquido e al vapore e/o gas, ammettendo all'interfaccia scambi di massa e di energia (evaporazione e condensazione).

La condizione di equilibrio tra le fasi viene spesso accantonata (per esempio temperature differenti tra fase liquida e gassosa) .

Sono presenti nel codice oltre ai fluidi termovettori anche gli incondensabili, come CO, CO₂, SO₂, O₂, H₂, N₂, NO_x e altri gas, alcuni tipici della combustione e utili quindi nella simulazione di impianti fossili, per esempio.

I fluidi vengono caratterizzati termodinamicamente (calore specifico, densità, viscosità, entalpia, entropia, ...) e chimicamente (cinetica) mediante un data base a cui il codice fa riferimento durante la simulazione.

Lo scambio termico liquido o liquido più vapore con pareti o fasci tubieri viene caratterizzato in base al tipo di regime instaurato (convezione naturale o forzata, regime laminare o turbolento, ebollizione nucleata, condensazione), inoltre sono disponibili valori di flusso critico per i casi di scambio termico in presenza di ebollizione di massa (possibile crisi termica) .

Lo scambio termico solido-solido, per esempio metallo-parete calcestruzzo, può essere trattato con efficacia nella modellizzazione

Utilizzo

Il modello dell'impianto simulato viene utilizzato per studiare i transitori operazionali e non, anche molto complessi e gravosi .

In condizioni di real-time, il modello può essere utilizzato :

- per la progettazione e la verifica dei sistemi di controllo
- per l'addestramento operatore

Versatilità

Il modello può girare sotto differenti sistemi operativi, come Microsoft, Linux e Unix
 Un tipica applicazione del codice è relativa alla piattaforma RELAP5-HD (High Definition) della GSE Power System Inc. , di cui si è parlato precedentemente.

Il codice in questo caso può essere utilizzato in simbiosi con il codice termoidraulico RELAP5-3D integrandolo.

Il codice JTopmeret-TM può inoltre operare con il codice JControl-TM JADE-TM Control Logic Modeling Software, sviluppato sempre da GSE Systems Inc. per il controllo degli impianti. Infatti questo ultimo ha una estesa libreria di modelli per le funzioni Booleiane (es. : “ AND ”, “ OR ”, ...), analogiche (es. : “ Add ”, “ Multiply ”, “ Select ” ...) e di controllo (es. : “ PID ”) .

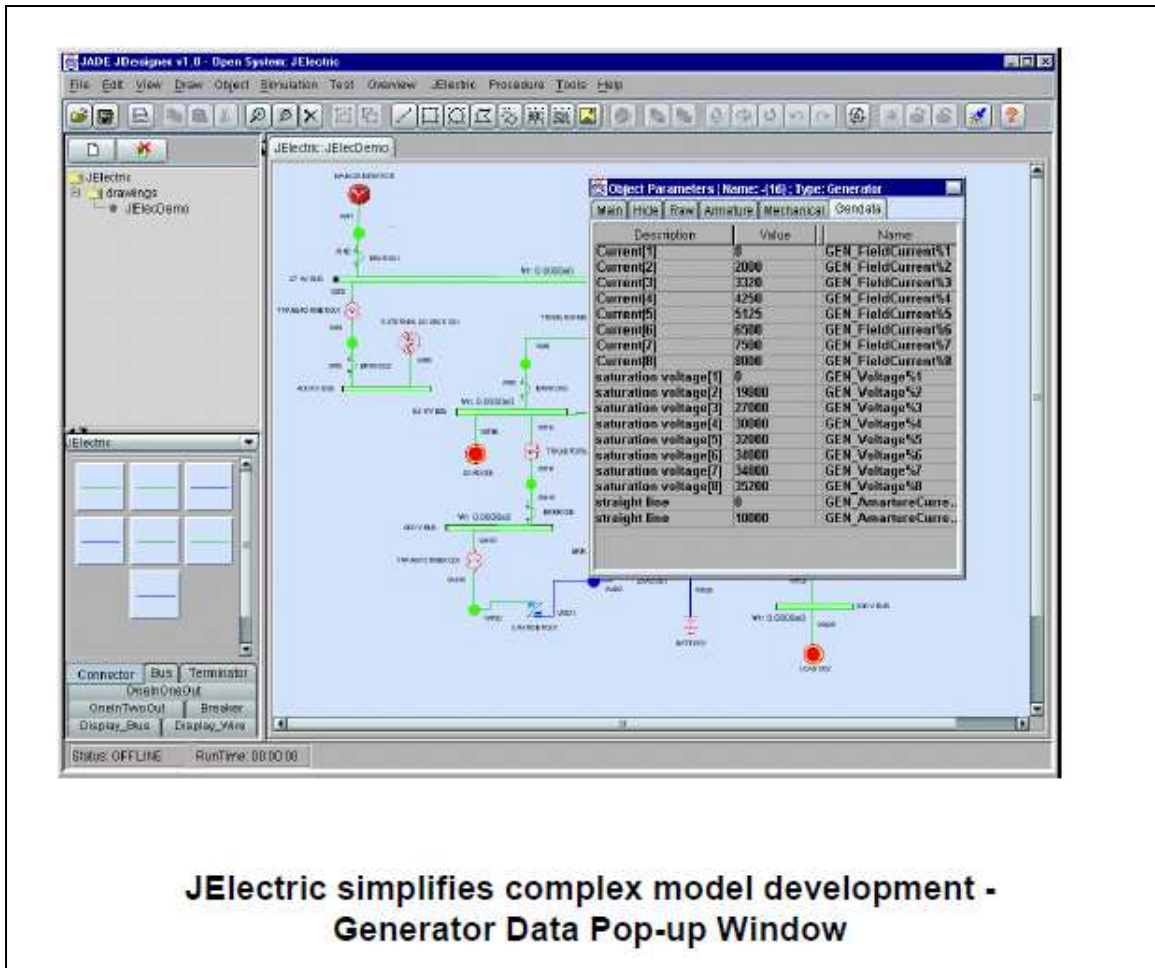
5.4.4.2. JElectric

Il componente JElectric dell'ambiente JADE implementa la simulazione dei sistemi di generazione e distribuzione dell'energia elettrica. Quando JElectric viene integrato con gli altri modelli del sistema primario (nocciolo, turbine, generatore, etc.), offre agli utilizzatori una efficace interazione nell'accoppiamento tra i sistemi elettrico e termoidraulico.

JElectric usa le leggi di Kirchoff e il circuito equivalente di Norton e la soluzione di matrici di equazioni in forma complessa, per simulare le interazioni fra i componenti dei sistemi elettrici e fornisce valori di voltaggio, fase, frequenza, correnti reali e immaginarie, potenza reale e reattiva.

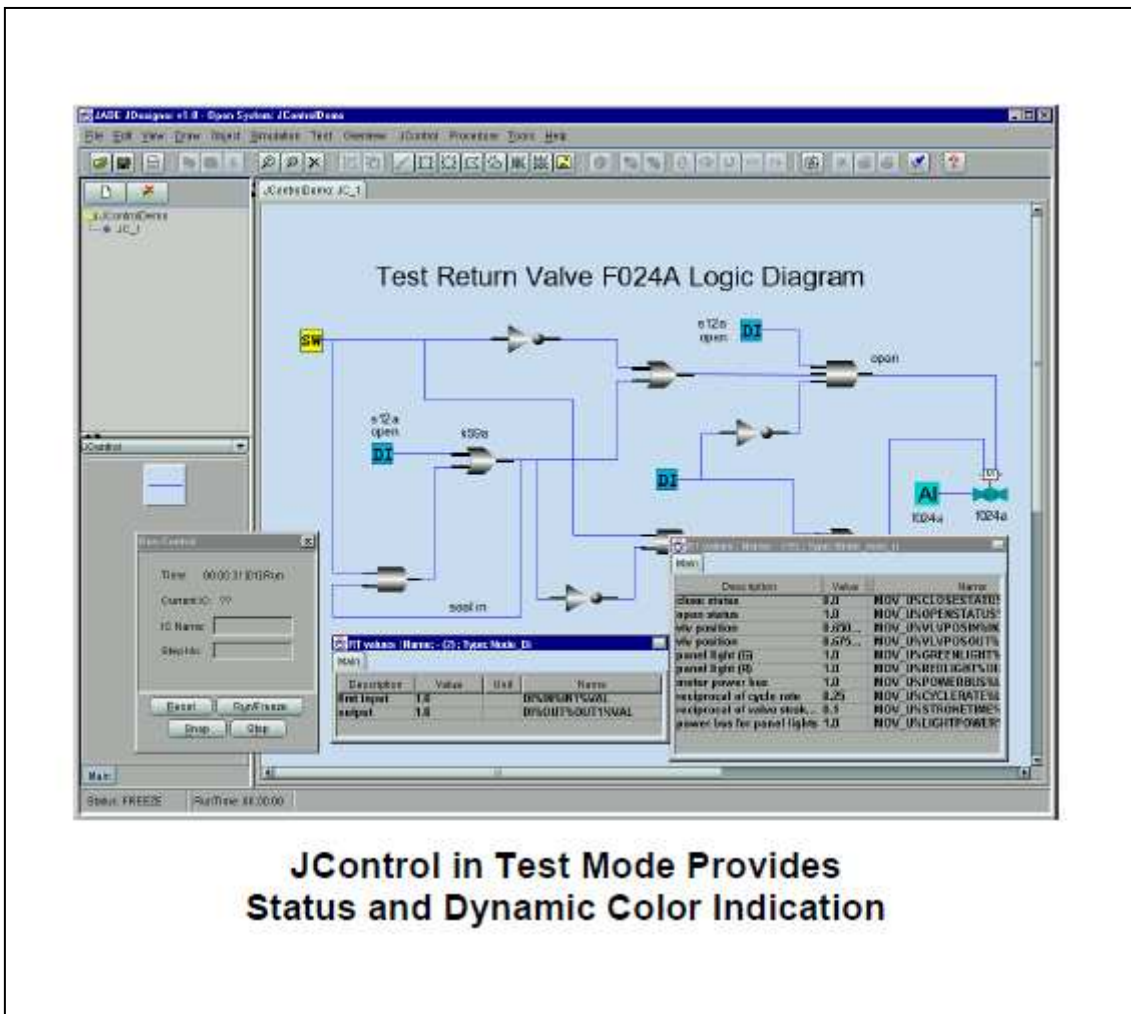
JElectric riesce a simulare eventi come transienti tra diversi stati e modifiche nei carichi, sincronizzazione delle fasi, connessione di generatori multipli nella rete, interfacce tra reti diverse.


JElectric genera automaticamente codice dall'interfaccia grafica costruita tramite semplici operazioni di drag & drops. Vengono fornite librerie con le varie icone che corrispondono a diverse parti dell'impianto, i dati specifici associati alle varie icone vengono inserite con menu pop-up.



5.4.4.3 JControl

JControl si occupa di modellare sistemi di controllo (sia a logica binaria che analogica) di impianti nucleari complessi attraverso l'uso di strumenti software grafici. Anche in questo tool si fa ampio uso di librerie sviluppate ad hoc che modellano i vari componenti dei piu' diffusi venditori di sistemi di controllo. Componenti piu' complicati possono essere modellati come blocchi funzionali ed associati a specifiche icone su richiesta dei clienti. JControl genera codice in linguaggio Fortran standard. JControl prevede due diversi tipi di funzionalita' *Edit Mode* e *Test Mode* . Il primo tipo serve a creare e modificare la configurazione logica della rete di controllo, che si vuole associare al sistema. Attraverso le icone e i menu standard di Windows, consente di definire e settare i valori dei diversi componenti logici del sistema, suddivisi in moduli e sottomoduli. Mentre la funzionalita' test mode consente di verificare la catena di controllo, analizzando il comportamento dinamico della configurazione creata precedentemente.



 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	NNFISS – LP2 - 057	0	L	155	181

6. Possibili linee evolutive dei simulatori di ingegneria

6.1. Modellistica Impatti su Ambiente e Territorio

La valutazione degli impatti potenziali degli impianti nucleari su territorio, ambiente e popolazione è uno degli aspetti fondamentali sia per la progettazione che per il licensing che per l'accettazione sociale degli impianti.

I timori da parte della popolazione nei confronti dell'utilizzo dell'energia nucleare hanno ricevuto un impulso drammatico in conseguenza dell'incidente di Chernobyl.

Con il passare degli anni e lo sperimentare la sicurezza quasi assoluta degli impianti in operazione, tali timori sono andati riducendosi, anche se in maniera differenziata a seconda dei paesi. Il catastrofico evento di origine naturale in Giappone lo scorso mese di Marzo ha riportato alla attenzione di buona parte dell'opinione pubblica la tematica dei rischi connessi con l'utilizzo dell'energia nucleare.


Ovviamente la reazione emotiva nei vari paesi ha assunto dimensioni e connotati diversi, anche in funzione con il maggiore o minore grado di familiarità con la presenza di impianti nucleari sul territorio.

Nel caso del nostro paese – in cui un referendum popolare ha nuovamente bloccato i piani di realizzazione di centrali - appare in prospettiva indispensabile accompagnare la progettazione, realizzazione e gestione di nuovi impianti nucleari con una analisi accurata, esauriente e credibile degli impatti potenziali in tutte le condizioni ipotizzabili. Questo dovrà essere in particolare vero per gli eventi incidentali causati da fattori naturali estremi come quelli verificatisi in Giappone.

Evidentemente saranno gli scenari incidentali, ed in particolare quelli definibili come 'incidenti severi' se realisticamente immaginabili, a risultare i più interessanti per una valutazione degli impatti principali.

Elementi chiave di una catena logica di analisi degli impatti su territorio ed ambiente saranno:

1. Il termine di sorgente, ovvero il rilascio di radionuclidi in grado di sfuggire ai sistemi di contenimento della centrale (stimabile in generale con la attuale tecnologia di simulazione disponibile, basata su codici sofisticati per l'analisi degli incidenti severi)
2. I fenomeni di trasporto e trasformazione degli inquinanti radioattivi, in particolare attraverso il vettore 'aria' inclusi i connessi fenomeni di deposizione secca ed umida (fenomeni studiati da decenni, ed inizialmente affrontati negli anni '50 proprio in relazione alla valutazione dei rischi connessi con la realizzazione di impianti nucleari)
3. Il comportamento della popolazione, sia in condizioni ordinarie che di allarme, e la conseguente Esposizione della Popolazione alle sostanze pericolose per la salute (un area dove molto è stato fatto passato – anche in ENEA - in relazione a

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	NNFISS – LP2 - 057	0	L	156	181

rischi di vario tipo: emissioni industriali, emissioni veicolari, impianti chimici... ecc.),

4. gli Effetti Short Term e Long Term su salute, ambiente e territorio (in particolare per quanto riguarda gli effetti sulla salute sono disponibili moltissimi studi realizzati da o per conto della World Health Organisation : www.who.org)

ENEA possiede ingenti competenze in tali settori, nate durante l'era 'nucleare' dell'ente, e successivamente utilizzate in settori applicativi diversi ma scientificamente e tecnicamente non meno significativi (ad es. la stima degli impatti ambientali e sanitari dei sistemi di trasporto sulla popolazione nelle aree urbane).

Uno degli elementi di innovazione dei simulatori potrà quindi riguardare la rappresentazione accurata e credibile degli impatti in condizioni di incidente con l'obiettivo di verificare e comunicare la verificata irrilevanza quantitativa ed accettabilità di detti impatti, anche negli scenari peggiori immaginabili per le nuove generazioni di reattori.

Tale 'enhancement' non appare gravoso sul piano tecnologico ed appare di probabile introduzione normativa (quanto meno a livello di guideline internazionale) a valle dell'evento di Fukushima.

Occorre anzi aggiungere che sistemi di simulazione e monitoraggio integrati, da usare per gestire al meglio possibili futuri incidenti nucleari, sono in fase di sviluppo e realizzazione, e potranno evidentemente basarsi su importanti 'nuclei di calcolo' costituiti da simulatori di tipo ingegneristico potenziati con l'introduzione di moduli software ed unità di calcolo dedicati ai processi appena descritti.

6.2. Modellistica effetti Eventi Estremi su Impianti

La recente catastrofe giapponese iniziata con un terremoto di dimensioni storiche e immediatamente amplificata da uno tsunami che ha provocato in poche ore oltre 27.000 vittime ha riproposto in modo drammatico la attualità della tematica della resistenza degli impianti nucleari ad eventi naturali estremi, prossimi o anche superiori ai parametri di progettazione.

L'incidente nucleare alla centrale di Fukushima ha provocato nell'immediato danni trascurabili alla salute della popolazione, e le prime stime sugli effetti nel medio e lungo termine lasciano sperare che il bilancio 'finale' del danno alla popolazione potrà risultare di molto inferiore al danno immediato prodotto dallo tsunami. Cionondimeno la eco mediatica dell'evento (vissuto pressochè in diretta sin dalla ben nota ripresa da elicottero dell'ondata di tsunami che andava ad infrangersi sulla costa nord orientale del Giappone) è stata enorme, e si è registrato nei mesi successivi un repentino calo del livello di accettazione dell'utilizzo dell'energia nucleare in molti dei paesi coinvolti in tale tecnologia. Conseguentemente alcuni Paesi tra cui l'Italia hanno preso decisioni di blocco o rinvio nella realizzazione e gestione di impianti vecchi e nuovi. Le autorità internazionali hanno reagito proponendo la conduzione

di 'stress tests' per la verifica della resistenza degli impianti in operazione ad eventi estremi quali quelli implicanti forti terremoti e-o onde di tsunami.

Questo scenario internazionale lascia facilmente prevedere che l'analisi sistematica degli effetti di tali eventi estremi sugli impianti nucleari in operazione e prossimamente in progettazione o realizzazione diventerà prassi quotidiana, certamente a livello di 'best practice' e probabilmente anche a livello di nuove normative (nazionali e-o internazionali).

Nell'ambito di questo contesto 'evolutivo' degli strumenti di progettazione e verifica, i futuri Simulatori di Ingegneria troveranno certamente un ruolo importante. Se infatti da un lato sembra probabile che le verifiche di tipo sismico dovranno continuare ad essere condotte utilizzando sofisticati codici di calcolo ad alta risoluzione spazio-temporale non prevedibilmente integrabili in simulatori di tipo 'avanzato', dall'altro appare possibile sul piano tecnico-scientifico introdurre moduli per l'analisi delle interazioni tra impianto ed onde di maremoto. Modelli sofisticati per la simulazione delle ondate di marea sono state già realizzati (ad es. in Giappone come ovvio) e nei mesi scorsi i loro output sono apparsi persino sui mezzi di comunicazione (TV, Web) in virtù dell'elevato interesse generale sul tema. Inoltre la dinamica delle interazioni tra fluidi quale l'acqua e corpi rigidi o elastici (quali edifici, contenitori in pressione e vessel di vario tipo) è nota da tempo ed applicata in numerosi campi tra cui la progettazione navale e la stessa progettazione delle barriere dedicate alla protezione da maremoti. Occorre a questo punto allargare lo 'scope' di analisi dei simulatori dal semplice 'impianto di processo' (circuiti, contenitori, sistemi e sottosistemi principali) alla centrale nel suo insieme ed alla interazione di questa con possibili sollecitazioni esterne (ad es. onde di tsunami).

Un ragionamento analogo può essere condotto per la famiglia di eventi estremi di tipo 'atmosferico'. Soprattutto in Paesi quali gli USA l'interesse rispetto alla tenuta degli impianti nucleari in caso di tornado o uragano è sempre stato alto e certamente la progettazione e autorizzazione dei reattori vengono condotte considerando eventi limite definiti su basi storiche. E però esiste una consistente comunità scientifica internazionale che ritiene (con qualche evidente fondamento sperimentale) che a causa dei cambiamenti globali in corso la potenza di questi fenomeni atmosferici devastanti per loro natura possa crescere negli anni e decenni a venire. Questo trend atteso comporta una domanda inevitabile: saranno i futuri impianti (oggi progettati per 'vivere' 60 o più anni) adeguati per gli uragani e tornado del prossimo futuro? Evidentemente una risposta va data in termini seri e credibili sia per quanto concerne la definizione dei limiti di progetto che la stima della evoluzione nel tempo della intensità degli eventi.

E d'altro canto non è sufficiente verificare la semplice tenuta dei contenitori ad alta resistenza dei sistemi primari, perché – come ampiamente dimostrato dai fatti di Fukushima – una centrale può essere messa in piena crisi dalla perdita di sistemi ausiliari e di produzione di elettricità se accompagnati da arresto dell'alimentazione elettrica off-site. In definitiva anche in questo caso la soluzione appare la verifica dettagliata della resistenza di tutti i componenti fondamentali della centrale agli eventi ipotizzati. Un simulatore ingegneristico 'di domani', potenziato con unità di calcolo asservite alla simulazione dell'ambiente circostante con le relative manifestazioni atmosferiche ritenute potenzialmente pericolose, potrà senz'altro essere uno

strumento di riferimento per la conduzione dei necessari calcoli di progettazione e verifica.

Le seguenti 4 figure illustrano 4 fasi di una simulazione realizzata da colleghi giapponesi riguardante l'arrivo di una ondata di tsunami su di un sito nucleare.



Fig. 6-1 Simulazione arrivo onda di tsunami – fase 1



Fig. 6-2 Simulazione arrivo onda di tsunami – fase 2

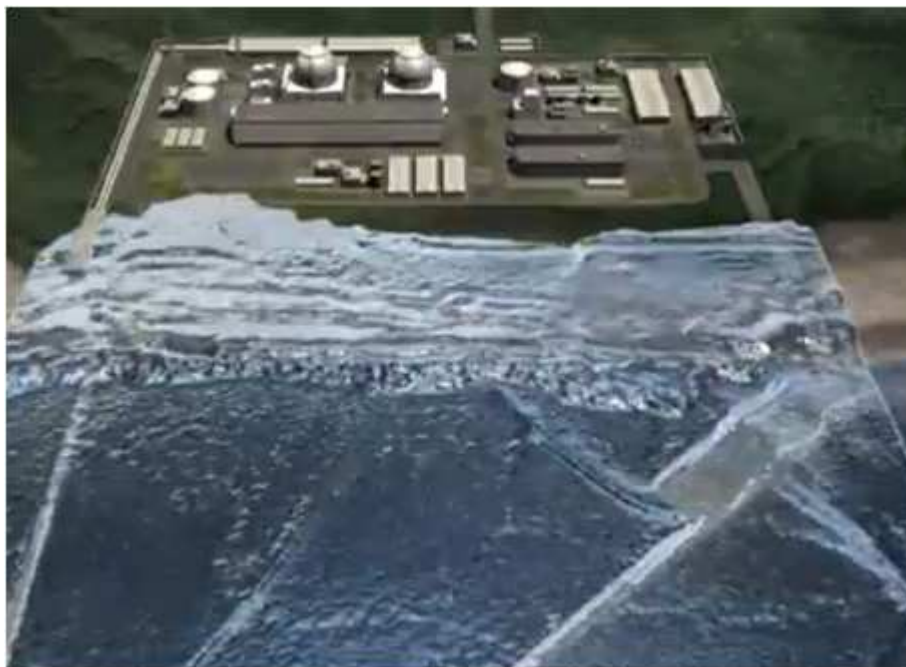


Fig. 6-3 Simulazione arrivo onda di tsunami – fase 3



Fig. 6-4 Simulazione arrivo onda di tsunami – fase 4

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	NNFISS – LP2 - 057	0	L	160	181

6.3. Simulazioni su scala estrema

Gli esperti stimano che nel prossimo decennio vi saranno avanzamenti nella potenza dei sistemi di calcolo pari ad almeno un ordine di grandezza. Una tale capacità di calcolo verrà messa a disposizione anche di quanti si occupano di codici di simulazione per sistemi nucleari. Al fine di sfruttarla appieno si stanno predisponendo nuove metodologie di progettazione degli algoritmi di risoluzione delle varie componenti dell'intero sistema impianto. Tale nuova suite di codici è spesso definita come Integrated Performance and Safety Codes (IPSCs) e incorpora metodi numerici innovativi all'interno di una ingegneria del software più avanzata con valutazione quantitativa dell'incertezza integrata.

Tali modelli sono detti *science-based* in quanto mirano a modellare la fisica di base (le equazioni fondamentali del moto) anziché il comportamento di uno specifico dispositivo. L'obiettivo è di combinare la teoria di base con esperimenti numerici localizzati ed estremamente dettagliati, realizzando così modelli predittivi in grado di anticipare i risultati degli esperimenti e ottimizzarne così la messa a punto.

Affinché tali modelli siano effettivamente predittivi è necessario sottoporre il codice a **verifica** e **validazione** rispetto alla sua capacità di simulare il fenomeno fisico in modo aderente. La procedura di verifica e validazione deve essere sviluppata a priori.

Inoltre lo sviluppo di codici predittivi può servire come materiale di supporto agli enti di controllo per velocizzare le pratiche di licensing. Tanto più la simulazione è avanzata tanto più sarà in grado di riprodurre in modo affidabile il comportamento del sistema full-scale. Affinché ciò sia efficiente ed efficace occorre ovviamente che l'autorità di controllo e il team di sviluppo dei modelli di simulazione procedano di pari passo.

La simulazione avanzata copre vari aspetti della fisica e della tecnologia degli impianti nucleari e si sviluppa su scale spaziali e temporali molto diverse tra loro.

È pertanto necessario prevedere sin dall'inizio una figura sistemista in grado di integrare le problematiche dei vari sottosistemi e garantire un'armonizzazione dei codici e quindi dei risultati da ciascuno offerti. Si evita in tal modo il rischio di fornire risultati con gradi di approssimazione fra loro non commensurabili. Tipicamente il progetto dovrebbe prevedere una successione di livelli crescenti di complessità, partendo da una modellizzazione "a grana grossa" fino a giungere, attraverso raffinamenti successivi al modello finale con la complessità desiderata.

Di seguito verranno passati in rassegna i principali modelli di simulazione allo stato dell'arte o in fase di progetto e realizzazione suddivisi per dominio fisico:

- Trasporto neutronico
- Termoidraulica
- Combustibile nucleare

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	NNFISS – LP2 - 057	0	L	161	181

6.3.1. Trasporto neutronico

Per simulare processi e problematiche del reattore nucleare si impiegano tipicamente due tipi di metodi: **modelli deterministici** e **modelli stocastici**.

I modelli deterministici hanno svolto storicamente un ruolo fondamentale per la modellazione del reattore e sono impiegati per risolvere l'equazione lineare del trasporto di Boltzmann. Per applicazioni realistiche tale problema richiede enormi quantità di calcolo a causa delle sette dimensioni coinvolte (tre per lo spazio, due per la direzione, una per l'energia e una per il tempo) ed è spesso necessario ricorrere a soluzioni numeriche approssimate. Tali aspetti hanno fatto sì che le risorse richieste dalla neutronica hanno spesso sovrastato quelle avanzati dagli altri domini di simulazione. Questo problema ha cominciato a essere risolto con l'avvento dei processori di calcolo parallelo, sebbene vi siano ancora difficoltà da risolvere riguardo alla scalabilità degli algoritmi.

I modelli stocastici riescono a modellare il sistema nucleare in modo quasi esatto: essi simulano le reazioni all'interno del reattore basandosi sulle equazioni esatte del sistema risolte però in modo stocastico. Essi forniscono pertanto una grande accuratezza e, nel caso di impiego di codici di calcolo parallelo, sono particolarmente efficienti, malgrado vi siano ancora problematiche da risolvere nei casi più realistici.

6.3.2. Termoidraulica

L'analisi termoidraulica (TH) presenta aspetti critici sia a livello di ottimizzazione di progetto sia di analisi di sicurezza del reattore. In particolare, risulta complessa una comprensione dettagliata dei processi di trasferimento di calore e di mescolamento per predire gli hot spot, delle distribuzioni di temperatura e di tutta una serie di fenomeni locali (thermal striping, fretting, flow induced vibration).

Anche nel caso di reattori non-boiling (come nel caso dell'LMFBR o del PWR) in genere non è possibile simulare direttamente la soluzione dell'equazioni di Navier-Stokes sull'intero dominio.

6.3.3. Combustibile nucleare

La simulazione del combustibile nucleare rappresenta una sfida *multi-scale* sia nel dominio spaziale che in quello temporale. Basti pensare che le tempistiche coinvolte variano dai femtosecondi per la simulazione della struttura atomica fino ad arrivare alla scala degli anni se si vuole simulare lo stato di invecchiamento del combustibile ("quasi-static engineering simulations"), passando per tutti i livelli intermedi, come mostrato in Fig. 6-5.

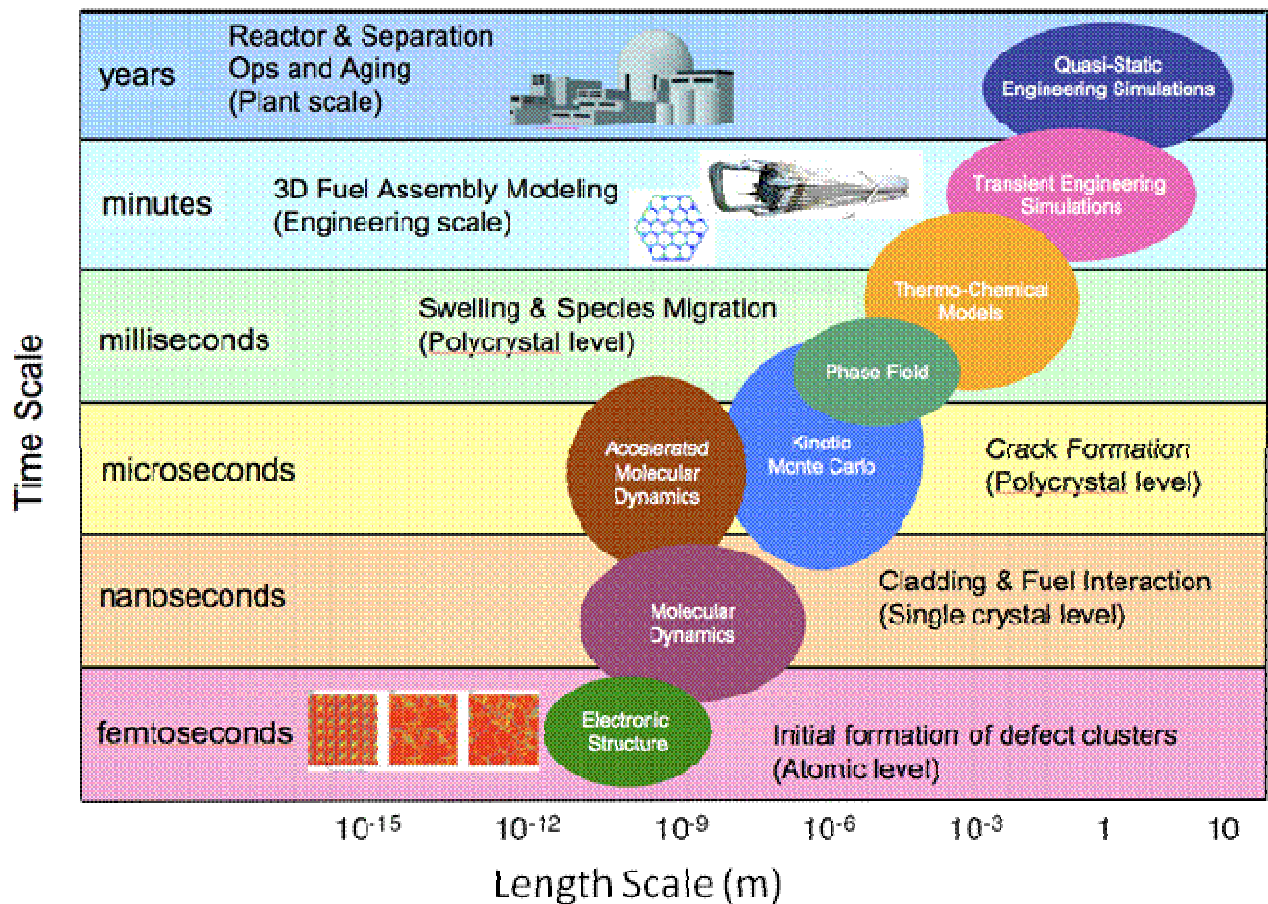


Fig. 6-5 Descrizione del problema sulle differenti scale spaziali e temporali

6.4. Simulazione di eventi avversi su base territoriale

Nell'ambito della simulazione di incidenti nucleari gioca ormai un ruolo importante, anche alla luce dei più recenti eventi giapponesi, la considerazione degli effetti dovuti a cause ambientali di varia genesi e caratteristiche. Rientrano in tale ambito, tra gli altri, gli effetti dovuti a terremoti, tsunami, alluvioni, allagamenti, incendi e sovrapposizione o concatenazione di questi.

Possono essere individuate tipicamente due metodologie di approccio per simulare, in modo affidabile, tali effetti sui sistemi fisici che caratterizzano il funzionamento complessivo di una centrale nucleare.

Il primo approccio, che possiamo definire analitico, prevede di arricchire un simulatore di un dato impianto nucleare di uno o più tool di simulazione dedicati alla modellazione dell'evento che è causa diretta o indiretta di guasto o malfunzionamento grave a un sistema o componente della centrale. In questo caso, si tratta di coinvolgere gli esperti di simulazione dell'evento fisico (p.e. un'alluvione) nella progettazione di tale modulo di simulazione ambientale, con lo scopo di analizzare quali siano i parametri rilevanti da inserire nel progetto complessivo,

sfruttando quanto più possibile i modelli disponibili in letteratura, con lo scopo di garantire il livello di affidabilità e di accuratezza richiesto dal problema da analizzare (in generale potrebbe valere il principio “né troppo dettagliato né troppo generico”). È evidente che le problematiche legate a tale approccio possono essere molteplici, in quanto il codice così sviluppato risulta in genere di difficile validazione sperimentale. Un secondo approccio, che potremo definire sintetico, è quello che prevede di esaminare, in collaborazione con esperti di modellistica ambientale, quali siano i parametri fisici d’impianto che sono influenzati in modo significativo dal fenomeno ambientale studiato. Il modello ambientale si ridurrà in questo caso a fornire dei valori probabilistici di verifica di un dato evento (p.e. nel caso di un’alluvione, la probabilità che essa superi un dato livello o altezza) e il gruppo di programmazione del simulatore dovrà prevalentemente concentrarsi sullo sviluppo dell’interfaccia tra parametri fisici ambientali e parametri fisici nucleari.

Per giungere a sviluppare un simulatore del primo tipo occorrono in generale un numero elevato di risorse e costi elevati, a fronte di una generale superiore accuratezza e della disponibilità di un modello più inclusivo. Nel secondo caso, invece, si può minimizzare sia il numero di sviluppatori sia i costi di sviluppo complessivi, in quanto la maggior parte del progetto è impiegato dall’individuazione dei parametri ambientali da ritenere significativi o critici per l’impianto. Una volta che essi siano stati individuati si tratta di impiegarli come input (diretto o indiretto) del simulatore o dei modelli dell’ambiente di simulazione già disponibili.

A mo’ di esempio, riportiamo il caso dell’alluvione di Blayais in Francia. Il 27 dicembre 1999, i venti violenti prodotti dalla tempesta Martin provocarono una brusca salita del livello delle acque dell’estuario su cui affaccia la centrale nucleare francese di Blayais (Fig. 6-6).



Fig. 6-6 La centrale di Blayais (Francia)

Tale evento ha causato l'inondazione e il conseguente allagamento di alcuni degli ambienti della centrale. Per ragioni di sicurezza fu decisa la messa fuori servizio volontario dei tre reattori allora in potenza (il quarto reattore era stato arrestato per normale manutenzione). Tale incidente, classificato di livello 2 («incident») sulla scala INES, non ha portato alcuna conseguenza né sulla popolazione né sull'ambiente, limitandosi alla sola messa fuori servizio della centrale per alcuni giorni. Tuttavia, l'Agenzia per la Sicurezza Nucleare francese ha richiesto sia all'esercente dell'impianto sia alla Technical Safety Organization, l'IRSN, l'esecuzione di una serie di analisi per la valutazione degli effetti di un tale evento allo scopo di valutare la risposta dei sistemi di sicurezza previsti. Una tale analisi è stata poi estesa a tutti gli impianti francesi dell'attuale parco francese (reattori ad acqua pressurizzata con potenze di 900, 1300 e 1450 MWe), supposti sottoposti allo stesso tipo di stress.

Per simulare tale incidente ovviamente si potrebbero in linea di principio seguire entrambi gli approcci presentati di sopra. Risulta tuttavia più adeguato e rapido seguire il metodo sintetico: sviluppare un modello (in un dato ambiente di modellazione, per esempio OrchidME, presentato in un'altra sezione di questo documento) in grado di assumere il dato ambientale (l'inondazione) come input indiretto del modello (arresto del sistema di alimentazione elettrica del secondario per inutilizzo del condensatore di isolamento) e valutarne gli effetti sull'impianto per valutarne le conseguenze a livello di sistema o componente (impiego dei sistemi ausiliari di alimentazione del generatore di vapore). L'effetto dell'alluvione si limita allora a valutare cosa accade all'impianto quando venga meno il normale sistema di raffreddamento e il generatore di vapore debba essere alimentato dai soli sistemi ausiliari di alimentazione.

Il problema può essere allora affrontato simulando esclusivamente i componenti idraulici, elettrici e logici (tubature, pompe, riserve d'acqua, sistemi di controllo,...) necessari a descrivere in modo rigoroso e completo la situazione fisica e valutando l'autonomia garantita da tali sistemi ausiliari (sostanzialmente delle grandi riserve d'acqua che agiscono in assenza di liquido immesso attraverso il sistema condensatore del secondario).

Le simulazioni hanno riguardato i vari tipi di impianto presenti sul territorio francese e hanno offerto la possibilità di effettuare simulazioni al variare delle condizioni d'impianto e di studiare la sensibilità a tutti i parametri in gioco.

6.5. Utilizzo in modalità 'Decision Support Tool'

Un Decision Support Tool è in generale uno strumento informativo (modello, codice, database, sitoweb, simulatore...) che aiuta un decision maker a prendere le proprie decisioni con maggiore consapevolezza delle conseguenze prevedibili delle medesime.

Negli impianti nucleari sono spesso disponibili dei Simulatori Full Scale (di addestarmento) che possono anche essere utilizzati per tale fine. Ma in generale l'obiettivo di questi imponenti strumenti è il continuativo addestarmento degli operatori, dei supervisor e degli stessi addestratori.

Un ruolo promettente e di crescente interesse per i Simulatori di Ingegneria è quello del loro utilizzo in centrale come strumento veloce, agile e flessibile per valutare il famigerato ‘what if’: cosa accadrà se compio l’azione A anziché l’azione B ?

Questa ‘nuova dimensione di utilizzo’ dei Simulatori ingegneristici deriva in prima istanza dalla loro velocizzazione e conseguente possibilità di utilizzo (in modalità real time o anche più velocemente) di modelli di processo ‘high fidelity’ che accrescono la credibilità dei risultati simulati.

Nel momento in cui l’operatore di sala controllo deve prendere una decisione per la quale non appare evidente la migliore scelta in base alle procedure operative dell’impianto ed alla expertise del medesimo, è opportuno disporre di strumenti di calcolo e valutazione in grado di analizzare le alternative immaginate e le relative conseguenze in termini di risposta dell’impianto.

Uno scenario del genere è immaginabile praticamente in tutte le condizioni operative dell’impianto: normale operazione, presenza di malfunzionamenti o piccoli guasti, condizioni incidentali.

In particolare appare importante la disponibilità di strumenti di supporto alle decisioni in quelle condizioni gravi, denominate di incidente severo, ovvero che comportano la fusione almeno parziale del nocciolo del reattore e potenzialmente un rilascio di radionuclidi all’esterno del contenitore primario, per le quali non esistono delle dettagliate procedure di emergenza come nel caso degli incidenti di ‘progetto’ (che non comportano fusione e rilasci in quanto l’impianto è per definizione progettato e realizzato per far fronte a tali eventi). Quindi in prospettiva esiste un’area critica e di possibile ‘exploitation’ dei simulatori di ingegneria relativamente a tali scenari oltre il Design Basis Accident. Evidentemente i simulatori che dovessero essere sviluppati in tale direzione dovrebbero contemporaneamente:

- includere codici di calcolo per incidente severo di opportuna accuratezza e credibilità
- avere una elevata velocità di calcolo per poter essere utilizzati ‘faster than real’ per poter analizzare più scenari alternativi in modo rapido per fornire al decisore una informazione ancora ‘utile’ prima che lo status di impianto non si sia eccessivamente modificato
- essere in grado di utilizzare al meglio i dati disponibili dall’impianto reale in modo tale che ogni scenario simulato abbia un elevato livello di ‘corrispondenza’ alla condizione istantanea della centrale.

Evidentemente l’utilizzo per supporto alla operazione di simulatori avanzati di ingegneria con capacità di analisi di scenario anche di tipo incidentale e severo, dovrà essere accuratamente regolato da norme emesse dalla autorità nazionale di sicurezza relativamente alle prestazioni del simulatore (velocità, accuratezza....) ed alle modalità di suo uso (rispetto al normale utilizzo delle Procedure Operazionali e di Emergenza ovvero delle cosiddette Guidelines per affrontare condizioni di incidente severo.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	NNFISS – LP2 - 057	0	L	166	181

6.6. Simulatori con approccio Object Oriented e con approccio Multifisico

6.6.1. Approccio Object Oriented

La modellazione ad oggetti (OOM, Object Oriented Modelling) è una tecnica oggi largamente utilizzata che ha già prodotto sia linguaggi di modellazione che simulatori software in diversi settori ingegneristici. L'approccio ad oggetti è basato su alcuni paradigmi, i più importanti dei quali sono:

- La definizione di porte fisiche (chiamate connettori) come interfacce standard dotate di ingressi e uscite, contenenti le equazioni che definiscono il rapporto fra le grandezze delle entità che vanno ad unire.
- L'indipendenza reciproca fra l'interfaccia del modello e la descrizione interna.
- La definizione dei modelli in forma a-causale: in questo modo, modelli già realizzati possono essere agevolmente modificati e riutilizzati.

Lo stato dell'arte della OOM è ben rappresentato dallo sviluppo del progetto Modelica, un linguaggio introdotto nel 1997 come prodotto di uno sforzo internazionale congiunto per definire un linguaggio orientato agli oggetti, adatto alla modellazione di generici sistemi fisici descritti da equazioni algebriche e differenziali. Le caratteristiche principali di questo linguaggio sono:

- **Modellazione dichiarativa a-causale:** il modello di ogni singolo componente fisico è descritto da un insieme di equazioni algebriche differenziali che rappresentano il comportamento dell'oggetto, la cui forma non dipende dal metodo numerico con il quale verranno risolte. Non è necessario definire dall'inizio le grandezze che agiranno come ingressi e porre a priori le condizioni al contorno: questo è essenziale per raggiungere una effettiva modellazione orientata agli oggetti fisici. La causalità del modello è determinata automaticamente dal compilatore ad un livello aggregato, dove il modello del sistema viene assemblato partendo da modelli di componenti elementari.
- **Trasparenza del codice:** l'approccio dichiarativo permette di scrivere il codice in modo facilmente leggibile, in un modo molto simile a come le equazioni vengono scritte sulla carta.
- **Incapsulamento:** i modelli dei componenti del sistema sono legati attraverso connettori, che rappresentano delle interfacce rigorosamente definite dotate di ingressi e uscite contenenti le equazioni che definiscono il rapporto fra le grandezze delle entità che vanno ad unire. Qualunque coppia di oggetti compatibili può essere unita per mezzo di connettori, a prescindere dai loro dettagli interni.
- **Modellazione multi-disciplinare:** il linguaggio Modelica non è finalizzato in particolare settore dell'ingegneria, come la meccanica, termodinamica o ingegneria elettrica. Permette la modellazione di sistemi di varia natura, purché

descritti da equazioni DAE: in questo modo, relazioni provenienti da contesti molto dissimili fra loro possono essere trattate nello stesso modo e risulta immediato combinare fra loro modelli che provengono da campi diversi dell'ingegneria, con sistemi di controllo continui o a tempo discreto.

- **Ereditarietà:** i componenti possono essere definiti in una struttura gerarchica, dove le parti più complesse sono ottenute dai modelli base aggiungendo variabili specifiche, equazioni o altri modelli.
- **Riutilizzabilità:** la modellazione a-causale, l'incapsulamento e l'ereditarietà favoriscono e incentivano la riutilizzabilità di modelli e sottosistemi esistenti in altri progetti. A livello di componente, è spesso possibile riutilizzare modelli disponibili in librerie standard, introducendo modifiche dove necessario.

<i>Approccio causale</i>	<i>Approccio a-causale</i>
È necessario indicare sin dall'inizio quali grandezze agiranno come ingressi e quali come uscite del sistema.	Non è necessario specificare a priori ingressi e uscite del sistema, né fissare le condizioni al contorno.
Bisogna riscrivere le equazioni, nella rappresentazione del diagramma di stato, in funzione del contesto applicativo.	I nessi di causalità caratteristici del contesto rimangono non specificati: emergono solo quando le equazioni devono essere risolte.
La formulazione del problema in una serie di operazioni da codificare è svolta dall'utente.	I modelli dei componenti sono realizzati indipendentemente dalla conoscenza dei legami che questi hanno fra loro.
Difficoltà per modificare la configurazione del modello.	Possibilità di realizzare modelli meno complessi e più vicini alla realtà fisica descritta.
Difficoltà nel riutilizzare il lavoro già svolto sul modello.	Possibilità di riutilizzare componenti e sottosistemi sviluppati in altri modelli.

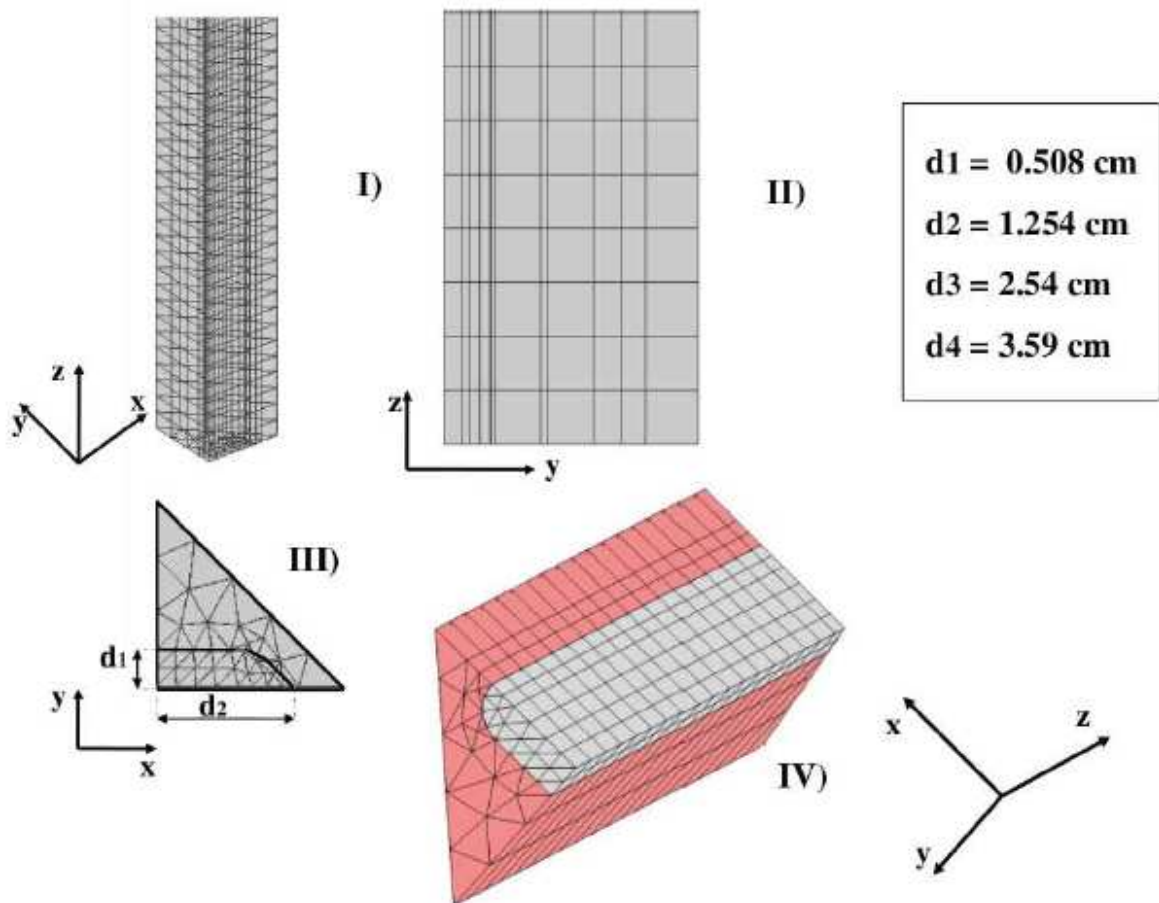
6.6.2. Approccio Multifisico

Nei reattori nucleari gli accoppiamenti tra le diverse fisiche presenti sono in generale gestiti da codici sviluppati per descrivere il comportamento dei singoli fenomeni fisici coinvolti (es. la descrizione termoidraulica o neutronica) gestendo i dati scambiati dai diversi programmi mediante le condizioni al contorno (ad esempio un codice di termoidraulica passa al codice di neutronica il campo termico e di densità, il codice di neutronica passerà a sua volta il campo di potenze al codice di termoidraulica ecc.).

Un approccio di tipo multi fisico ha l'ambizione di descrivere il comportamento di più fenomeni fisici coinvolti in una medesima piattaforma di calcolo, in un generico dominio di calcolo e con generiche condizioni al contorno.

In seguito verrà mostrato un approccio multi fisico volto alla descrizione di un canale del reattore a combustibile circolante (MSRE, Fig. 6-7) e di un canale del reattore ELSY.

(a) Geometria/Dominio del canale



(b) Mesh

Fig. 6-7 Dominio di calcolo per la simulazione multifisica di un canale MSRE

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	NNFISS – LP2 - 057	0	L	169	181

7. Conclusioni

7.1. Il lavoro svolto

In questo deliverable che conclude le attività dell'obiettivo C1 della Linea Progettuale 2 è stata documentata una analisi strutturata delle principali caratteristiche tecniche e funzionali dei Simulatori di Ingegneria per impianti nucleari, con particolare riferimento a quelli raffreddati e moderati ad acqua leggera.

Si è partiti dalla caratterizzazione dei simulatori di ingegneria rispetto ai più noti simulatori di addestramento ed ai simulatori semplificati per uso su 'desktop' (oggetto delle attività del task C2 della stessa LP2). Mentre i simulatori di addestramento (anche detti 'full scale') mirano alla replica perfetta della Sala Controllo e ad una attività di addestramento alla gestione dell'impianto per i futuri Operatori e Supervisor, i simulatori semplificati per uso su PC (denominati anche 'educational') hanno obiettivi di insegnamento e formazione. I Simulatori di Ingegneria presentano invece un ampio spettro di applicazioni che li rende la categoria più versatile tra quelle in oggetto.

Nel capitolo 3 è stato brevemente descritto un insieme significativo di simulatori di ingegneria relativi ad impianti di diversa tipologia (di potenza, di ricerca, di nuova concezione). Tali simulatori rappresentano una fondamentale piattaforma informativa di riferimento per lo sviluppo dell'analisi delle caratteristiche e funzionalità, e la individuazione di opportunità evolutive per i simulatori futuri. Da tale insieme infatti è possibile definire (v. Cap. 4) le fondamentali 'macro funzionalità' che in concreto rappresentano i campi di applicazione per i simulatori di ingegneria: progettazione di massima o di alcuni sistemi e componenti, verifica e validazione di componenti e sistemi (tra cui fondamentale il DCS), pre-addestramento di operatori ed addestratori, sviluppo delle procedure di operazione dell'impianto anche in condizioni di emergenza, elementi dell'analisi di sicurezza, attività di formazione e dimostrazione a diverse tipologie di utenti.

L'analisi delle funzionalità è stata seguita dalla identificazione dei fondamentali componenti hardware e software (capitolo 5) in termini di architettura generale e di principali modelli e moduli software utilizzati nei simulatori più noti. Sono stati considerati in tal senso sia oggetti software di valenza generale (ad es. ambienti di sviluppo, software di interfaccia, programmi di controllo della simulazione) che specifici codici di calcolo di processo, ed in particolare i. codici di termoidraulica, di neutronica, e di analisi degli incidenti severi che costituiscono una buona fetta della modellistica 'sofisticata' oggi utilizzabile nei simulatori di ingegneria.

Sono quindi state descritte sinteticamente alcune fondamentali possibili linee evolutive per i simulatori di ingegneria, anche alla luce dei recenti eventi in Giappone e delle iniziative di 'verifica' prese a livello internazionale (stress tests). Si è qui fatto un primo sforzo 'progettuale' di definizione dei miglioramenti che potranno essere

introdotti nei simulatori di prossima generazione (ovvero da realizzare entro 2 – 5 anni) sia per ampliarne e potenziarne le funzionalità oggi note agli addetti ai lavori, che – in particolare – per permetterne l'uso per attività oramai di urgente attualità quali l'analisi accurata degli impatti sul territorio e l'ambiente e la verifica sistematica della reazione dell'impianto ad eventi naturali estremi quali quelli verificatisi lo scorso mese di Marzo.

7.2. Lo scenario internazionale

L'incidente nucleare di Fukushima ed il Referendum del 13 Giugno impongono una ridefinizione di breve e medio periodo delle possibilità di utilizzo dell'energia nucleare nel nostro Paese ed ovviamente un riorientamento dei progetti di sviluppo di simulatori di ingegneria di interesse strategico nazionale. L'esito referendario impone uno stop di 5 anni ai piani di realizzazione di impianti. Quello che accadrà dopo il 2016 non è prevedibile oggi, ma possiamo osservare cosa accade nei Paesi che gestiscono impianti nucleari. La maggior parte di questi sembra intenzionata a proseguire nell'utilizzo di questa tecnologia. La Germania sembra intenzionata a volerne uscire. In Giappone cresce inevitabilmente la opposizione al 'nucleare' ma i bilanci energetici ed il parere di importanti stakeholders fanno pensare che una rinuncia all'atomo sia improbabile, soprattutto se l'incidente di Fukushima dovesse 'chiudersi' senza ulteriori rilasci radioattivi e con un bilancio di danni alle cose e persone contenuto come lo è attualmente. Peraltro Finlandia, Francia e Regno Unito proseguono il loro sviluppo tecnologico nucleare poggiato sulla nuova filiera EPR di Areva mentre il rivale di III generazione AP1000 trova i primi ordini negli USA ed è alla prima fase costruttiva in Cina.

In molti paesi sono in corso gli Stress Tests che entro lacuni mesi dovrebbero indicare quanto gli impianti in operazione sono in grado di resistere ad eventi estremi quali terremoti e tsunami. Le stesse verifiche vengono proposte per i reattori di ultima generazione EPR ed AP1000 e l'impressione ufficiosa sugli esiti di tale verifica è che i reattori più moderni avranno bisogno di moderati interventi migliorativi per poter essere dichiarati 'a prova di Fukushima'.

In definitiva il trend dei prossimi anni potrebbe dirci che, se non avremo altri incidenti nucleari e se le energie rinnovabili non dimostreranno una evoluzione tale da poter promettere in modo credibile una copertura significativa dei fabbisogni di energia ed ingenti riduzioni di emissioni di gas serra per rispettare gli accordi internazionali, dopo una pausa di approfondimento di durata più o meno breve a seconda dei paesi, l'energia nucleare continuerà a diffondersi nei 5 continenti ripartendo da standard di progettazione e normativa ulteriormente perfezionati. E con questo mega trend potremmo osservare – dal 2016 in poi - una ricomparsa della opzione nucleare anche nel nostro Paese. Ma i simulatori di ingegneria servono prima dell'arrivo degli impianti, e quindi la questione da pianificare oggi è la individuazione dei probabili impianti di domani, per progettarne gli obiettivi, i dettagli ed i miglioramenti tecnologici sin da subito.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	NNFISS – LP2 - 057	0	L	171	181

7.3. Verso quali simulatori ?

Come già espresso in questo Rapporto, i simulatori sono strumenti integrati hardware/software con spiccate caratteristiche multi-funzionali. Possono infatti essere utilizzati sia per attività ‘semplici’ (es. dimostrativi, obiettivi educational, pre-training di operatori e addestratori) che più complesse (es. verifica e validazione di componenti quali il sistema di controllo, alcune analisi di sicurezza, progettazione di massima di impianto, rifinitura di progetto, sviluppo e verifica delle procedure operazionali e di emergenza). L’attuale rinvio nel tempo di decisioni di realizzazione di impianti nucleari in Italia suggerisce una focalizzazione su applicazioni di progettazione e verifica di concetti innovativi e sulla evoluzione progettuale dei concetti di ultima generazione che con ogni probabilità saranno ‘aggiornati’ alla luce degli Stress Test e delle Lezioni Imparate (‘Lessons Learned’) dall’incidente di Fukushima.

La posizione delle agenzie di sicurezza e controllo sulla concessione delle future licenze è per richiedere la dimostrazione che le ‘lezioni di Fukushima’ sono state dovutamente implementate nei nuovi progetti (ENSREG – Bruxelles – Giugno 2011). E’ ovvio attendersi che i progetti che più facilmente passeranno l’esame del ‘dopo Fukushima’ saranno quelli ora più innovativi e con elevate caratteristiche di sicurezza intrinseca e passiva.

In particolare l’interesse alle filiere EPR ed AP1000 (già individuate come filiere di riferimento per future realizzazioni in Italia) può ora esprimersi realisticamente in termini di sviluppo di strumenti di progettazione e verifica per implementare quei miglioramenti che saranno richiesti dai risultati sugli stress tests e più in generale dalle Lessons Learned a livello internazionale (WENRA, ENSREG, IAEA ecc.). La significativa recente esperienza vissuta da due colleghi di ENEA presso IRSN (ben documentata in un deliverable della LP1) può rappresentare uno step importante in questa direzione. Tale linea di sviluppo potrà includere la progettazione di uno o più Simulatori di Ingegneria di reattori di generazione evolutiva III+ focalizzati sullo sviluppo progettuale e la introduzione di elementi di maggiore sicurezza intrinseca, passiva ed attiva.. Tali Simulatori saranno caratterizzati dalla introduzione di moduli software avanzati per la simulazione degli impatti dell’impianto sul territorio, dei possibili impatti di eventi estremi sull’impianto, (es. per analisi 4D dell’impatto di uno tsunami o di una inondazione sugli edifici, sistemi e strutture della centrale). Tali attività verranno sviluppate in collaborazione con i partner internazionali più appropriati (prevedibilmente Westinghouse-GSE e-o IRSN-AREVA con cui sono in corso contatti e collaborazioni) . Tale attività includerà l’utilizzo locale od in remoto del simulatore EPR ‘SOFIA’ presso IRSN (avviato nel corso del PAR2008-9) al fine di interiorizzare una adeguata conoscenza di dettaglio del sistema IRSN di simulazione ed ottimizzare una proposta di ulteriore sviluppo del medesimo simulatore nelle direzioni evolutive prospettate.

Un accresciuto interesse per reattori fortemente innovativi ed a maggiore sicurezza intrinseca e passiva suggerisce di inserire nei futuri programmi di simulazione anche simulatori di ingegneria da utilizzare nei prossimi anni con un forte connotato progettuale a favore dei reattori di tipo SMR (Small and Modular Reactors) che in

virtù della quasi maturità concettuale e progettuale si stanno avvicinando al momento della autorizzazione dell'ente di controllo (v. reattore NuScale negli USA) e potranno quindi essere di interesse industriale entro i prossimi 5 – 10 anni.

Un tale simulatore sarà focalizzato sulla possibilità di sviluppo progettuale di sistemi, componenti e logiche di controllo e protezione, e sulla introduzione di elementi di sicurezza intrinseca, passiva ed attiva significativamente maggiori dei reattori di generazione III e III+, anche e particolarmente in relazione alle risultanze degli Stress Tests condotti a livello europeo ed internazionale (IAEA, OECD-NEA, ENSREG, WENRA...) a seguito dell'incidente di Fukushima. Tale Simulatore sarà caratterizzato dalla introduzione di moduli software avanzati per la simulazione dei processi fisici caratteristici del concetto di impianto, degli impatti dell'impianto sul territorio a seguito delle più severe sequenze incidentali immaginabili per quella tipologia impiantistica, e dei possibili impatti di eventi estremi sull'impianto, anche facendo ricorso laddove necessario all'ausilio di tecnologie di Visualizzazione 4D o di Virtual Reality per la rappresentazione dei fenomeni di interesse a livello centrale (accadimenti nel sistema di contenimento o entro il perimetro della centrale) ed a livello di territorio limitrofo (Impatti centrale su ambiente ed impatti ambiente su centrale). Tale attività verrà sviluppata in collaborazione con i partner internazionali più appropriati in funzione della tipologia di reattore innovativo selezionato, ed in stretta collaborazione con i nuclei ENEA coinvolti. L'attività sarà propedeutica ad una successiva progettazione di dettaglio del simulatore.

Meno semplice appare la realizzazione di simulatori completi e dettagliati per concetti di reattore denominati di IV generazione essendo questi ancora nella fase di definizione progettuale e verifica di componenti e materiali critici. Per tali reattori altamente innovativi (es. LFR, SFR...) è più facilmente prevedibile di realizzare attività di sviluppo concettuale su specifici codici di calcolo, o di progettazione di particolari componenti innovativi. Peraltro su tale fronte sarebbe possibile in teoria realizzare simulatori di ingegneria con forte vocazione di 'sviluppo iniziale di progettazione', ovvero una delle nuove frontiere dei simulatori, ovviamente in stretta collaborazione con il proponente industriale.

Una ulteriore opzione di sviluppo di simulatori per i prossimi anni di riflessione 'post Fukushima' nasce proprio dalla accresciuta sensibilità della opinione pubblica agli incidenti nucleari.

La crescita dei timori per incidenti in centrali in Europa suggerisce infatti la realizzazione in Italia di sistemi integrati di simulazione e previsione dei rilasci in cui dei simulatori focalizzati sulla stima del termine di sorgente trovano logica collocazione. Tali simulatori, che qui denominiamo 'incidentali' per via della loro dichiarata vocazione, saranno dunque caratterizzati da scelte modellistiche e di piattaforma HW e SW in grado di garantire la rapida simulazione di incidenti entro e oltre il limite di progetto. ENEA ha già avviato una iniziativa progettuale in tale direzione.

Tali simulatori 'incidentali' faranno riferimento alle tipologie impiantistiche più frequenti in Europa (da 3 a 5 al massimo) e saranno basati su un set unico di codici di calcolo integrati 'ad assetto variabile' per tener conto della minore o maggiore gravità dell'incidente sotto monitoraggio. Tali simulatori avranno una funzione predittiva ovvero saranno in grado di ipotizzare/prevedere l'entità dell'incidente ed il

conseguente possibile rilascio radioattivo in funzione delle tendenze evolutive dell'incidente medesimo (previsioni a minuti od ore). I simulatori potranno essere operati su di una unica piattaforma software, eventualmente basata sull'uso di server in parallelo per il mantenimento del real time anche nel caso di incidenti di complessità significativa.

Per quanto concerne gli aspetti evolutivi 'trasversali', ovvero che dobbiamo attenderci con buone probabilità per tutte o quasi le tipologie di simulatori prospettate, il lavoro compiuto sui simulatori di ingegneria ha evidenziato le seguenti opportunità per potenziare ed ampliare i simulatori del futuro prossimo:

- Aumento delle velocità di calcolo, per favorire la adozione di modelli di processo sempre più accurati e consentire l'utilizzo dei simulatori come Decision Support Tools
- Uso estensivo di codici High Fidelity, per favorire la applicabilità dei simulatori alle applicazioni di maggior difficoltà dal punto di vista modellistico: progettazione ingegneristica ed analisi di sicurezza
- Integrazione di codici per incidenti severi avanzati, per rendere i futuri simulatori di ingegneria strumenti riconosciuti per l'analisi sistematica delle sequenze incidentali più gravose e lo sviluppo di guidelines avanzate per la gestione degli incidenti severi
- Utilizzo di tecnologie di visualizzazione 4D per massimizzare la comprensione dei risultati modellati e rendere tali risultati comprensibili ad un pubblico più vasto
- Simulazione dettagliata degli impatti ambientali (simulatore per impianto e territorio) ed in particolare dei fenomeni di dispersione di radionuclidi nell'ambiente tramite le matrici aria ed acqua
- Simulazione degli eventi estremi (es. tsunami e tornado) per consentire una analisi sistematica degli effetti di sollecitazioni crescenti da parte dell'ambiente, anche oltre i limiti prefissati di progetto
- Introduzione di elementi di simulazione 'estrema' per minimizzare il più possibile le aree, situazioni e componenti di impianto in cui la prestazione del simulatore possa essere insufficiente rispetto ai requisiti della applicazione per esso prevista.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	NNFISS – LP2 - 057	0	L	174	181

8. Bibliografia

Claudia Quester, GRS - *Technical qualification of nuclear power plant personnel in Germany* – Eurosafe 8-9 Nov 2010, Köln

U.S. Nuclear Regulatory Commission – *Regulatory Guide 1.149, Rev.3 Oct 2001 - Nuclear Power Plant Simulation Facilities for Use in Operator Training and License Examinations*

American National Standard (ANS) 3.5 - *NPP Simulators for Use in Operator Training and Examination* - Current version ANS 3.5, 2009

IAEA-TECDOC-1411 – *Use of control room simulators for training of nuclear power plant personnel*, 2004

Recruitment, Qualification and Training of Personnel for Nuclear Power Plants Safety - IAEA Guide Series No. NS-G-2.8, November 19, 2002

Selection, specification, design and use of various nuclear power plant training simulators – IAEA-TECDOC-995, Jan 1998

TECHNICAL REPORTS SERIES No. 387 - *Modern Instrumentation and Control for Nuclear Power Plants: A Guidebook* - IAEA, Wien, 1999

IAEA-TECDOC-1411 - *Use of control room simulators for training of nuclear power plant personnel* - IAEA, Wien, 2004


International Energy Agency IAEA-TECDOC-1063 - *World survey on Nuclear Power Plant Personnel Training*

Steven Freel, GSE, Chief Technologist – *Real-Time Engineering Simulator Application for Plant design, V&V, and Human Factor Engineering* - IAEA TECHNICAL MEETING TM-38870 , *The Considerations of Human Factor in New NPP Projects*, IAEA Headquarters, Wien, Austria, 9-12 November 2010

USNRC NUREG-1210 - *Pilot Program: NRC Severe Reactor Accident Incident Response Training Manual* - February, 1987

USNRC NUREG 1228 - *Source Term Estimation during Accident Response to Severe Nuclear Power Plant Accidents* - October 1988

Zen Wang, Michal Jelinek, William Groboski, Duncan Burgess and Steven Freel . GSE SYSTEMS, Inc. MD, USA - *A High-Definition RELAP5-3D Application*

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	NNFISS – LP2 - 057	0	L	175	181

(RELAP5-HD) - 8th International Meeting on Nuclear Thermal-Hydraulics, Operation and Safety (NUTHOS-8), Shanghai, China, October 10-14, 2010

OECD/NEA - *Handbook on Lead-Bismuth Eutectic and Lead Properties, Materials Compatibility, Thermal-Hydraulics and Technology* - ISBN 978-92-64-99002-9, 2007

Cappon H., Dufeil Ph., Veilleux L. - *Integration of the CATHARE 2 Safety Analysis Code on the SOFIA Engineering Simulators* - Proceedings of 2010 PowerPlantSim Conference, San Diego (USA), 21-26 February 2010

G. Geffaye et al. - *CATHARE 2 V2.5_2: a Single Version for Various Applications* - Processing of NURETH-13, Kanazawa City, Ishikawa Prefecture, Japan, Sept 27th-Oct 2nd, 2009

Workshop on Nuclear Power Plant Simulator for Educational - IAEA / ICTP (International Centre for Theoretical Physics) Trieste – Italy , 12-23 October 2009

Advanced PWR Simulator Manual - IAEA 2009-10

Conventional PWR PCTTRAN Simulator Manual - IAEA 2009-10

Advanced BWR Simulator Manual - IAEA 2009-10

Conventional BWR Simulator Manual - IAEA 2009-10-05

WWER-1000 Simulator Manual - IAEA 2009-10-22

2_CANDU Simulator Manual - IAEA2009-10


ACR700 (Advanced CANDU Reactor 700 MWe) Simulator Manual - IAEA 2009-10

9. Abbreviazioni ed Acronimi

AC	Alternating Current
ACEs	Abnormal Conditions and Events
ACRS	Advisory Committee on Reactor Safeguards
ADS	Automatic Depressurization System
ALARA	As Low As Reasonably Achievable
AMG	Accident Management Guidelines
AMP	Accident Management Programme
ANN	Artificial Neural Network
ANS	American Nuclear Society
ANSI	American National Standards Institute
AOV	Air Operated Valves
APD	Amplitude Probability Density
APSD	Autopower Spectral Density
AR	Autoregressive (modelling)
ARC	Advanced Reactor Corporation
ASIC	Application Specific Integrated Circuit
ASSET	Assessment of Safety Significant Event Team
ASTM	American Society for Testing and Materials
ATP	Acceptance Test Procedure
ATVS	Anticipated Transient Without Scram
BDBA	Beyond Design Basis Accident
BOC	Beginning of Cycle
BOP	Balance of plant
BWR	Boiling Water Reactor
CAD	Computer Aided Design
CAE	Canadian vendor of simulators
CAI	Computer Aided Instruction
CAN	Controller Area Network
CBC	Condition Based Calibration
CBT	Computer Based Training
CCF	Common Cause Failure
CCS	Component Cooling Water System
CEA	Control Element Assembly
CM	Condition Monitoring
CMF	Common Mode Failure
CMT	Core Makeup Tank
COL	Combined Operating License
COTS	Commercial off-the-Shelf
CPM	Critical Path Method
CPS	Computerized Procedure System
CPU	Central Processing Unit
CRDM	Control Rod Drive Mechanism
CSA	Channel Statistical Allowance
CSN	Consejo de Seguridad Nuclear
CSNI	Committee on the Safety of Nuclear Installations

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	NNFISS – LP2 - 057	0	L	177	181


CSS	Computerized Support System
CVS	Chemical and Volume Control System
DAC	Design Acceptance Criteria/ Confirmation
DAS	Diverse Actuation System
DAT	Digital Audio Tape
DB	Database
DBA	Design Basis Accident
DBE	Design Basis Event
DBMS	Database Management System
DCD	Design Control Document
DCS	Detector Control System or Digital Control System also Distributed Control System
DDS	Data Display and Processing System
DMM	Direct Margin Monitor
DNB	Departure From Nuclear Boiling
DNBR	Departure from Nucleate Boiling Ratio
DSA	Deterministic Safety Analysis
DSS	Decision Support System
DVI	Direct Vessel Injection
EA	Environmental Agency
ECA	Equipment Condition Assessment
ECC	Emergency Crisis Centre
ECCS	Emergency Core Cooling System
EDF	Electricité de France
EDG	Emergency Diesel Generator
EMC	Electromagnetic Compatibility
EMI	Electromagnetic Interference
EOC	End of Cycle
EOF	Emergency Operating Facility
EOPs	Emergency Operating Procedures
EPP	Emergency Preparedness Plan
EPRI	Electric Power Research Institute (USA)
EPROM	Erasable Programmable Read-only Memory
EPSS	Electric Power Supply System
EQ	Equipment Qualification
ERCATD	Event root cause analysis tool and database
ERO	Emergency Response Organization
ESF	Engineered Safety Feature
ESFAS	Engineered Safety Features Actuation System
ESR	Equivalent Series Resistance
EUR	European Utility Requirements
FAT	Factory Acceptance Testing
FFT	Fast Fourier Transform
FL	Fuzzy Logic
FMEA	Failure Mode and Effects Analysis
FMECA	Failure Models Effect and Criticality Analysis
FPGA	Field Programmable Gate Array
FSER	Final Safety Evaluation Report

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	NNFISS – LP2 - 057	0	L	178	181

FSS	Full scope simulator
FTIR	Fourier Transform Infrared Spectroscopy
GDA	Generic Design Assessment
GFR	Gas-Cooled Fast Reactor
GRCA	Gray Rod Cluster Assemblies
GUI	Graphical User Interface
HFE	Human Factor Engineering
HFP	Hot Full Power
HIS	Human–System Interface
HMI	Human-Machine Interface
HRM	Human resource management
HTR	High Temperature Reactor
HVAC	Heating Ventilation and Air Conditioning
I&C	Instrumentation and Control
I/O	Input / Output
IAEA	International Atomic Energy Agency
IC	Integrated Circuit or Initial Condition
ICA	Independent Component Analysis
IEC	International Electrical Commission
IEEE	Institute of Electrical and Electronics Engineers
IFBA	Integral Fuel Burnable Absorber
IGCC	Integrated Gasification Combined Cycle
INPO	Institute of Nuclear Power Operations (USA)
INSAG	International Safety Advisory Group
IP	Ingress Protection
IRWST	In-containment Refuelling Water Storage Tank
ISA	Instrumentation, Systems and Automation Society
ISO	International Standardization Organization
IT	Information / Informatics Technology
ITB	Invitation To Bid
JCA	Job Competency Analysis
JPM	Job Performance Measure
JTA	Job and Task Analysis
KSA	Knowledge, Skills, and Attitudes
KSG	Kernkraft-Simulator-Gesellschaft (nuclear power plant school), Essen, Germany
LAN	Local Area Network
LBB	Leak Before Break
LCM	Life Cycle Management
LCMP	Life-Cycle Management Plan
LCO	Limiting Conditions of Operation
LCSR	Loop Current Step Response test (a method for in situ response time testing of RTDs)
LED	Light Emitting Diode
LER	Licensee Event Report
LFR	Lead-Cooled Fast Reactor
LLR	Logarithmic Likelihood Ratio
LMR	Liquid Metal Reactor

LOCA	Loss Of Coolant Accident
LPD	Local Power Density
LPR	Local Polynomial Regression
LVDT	Linear Variable Differential Transfer
LWR	Light Water Reactor
M&TE	Measuring and Test Equipment
M/A	Manual/Auto control station (i.e. process controller)
MAAP	Modular Accident Analysis Program
MAC	Medium Access Control layer
MAR	Multivariate Autoregressive (modelling)
Mbps	Megabits per second
MCC	Motor Control Centre
MCR	Main Control Room
MCSA	Motor Current Signature Analysis
MMI	Man-Machine Interface
MOC	Middle of Cycle
MOV	Motor Operated Valve
MOX	Mixed Oxide fuel (UO ₂ +PuO ₂)
MSET	Multivariate State Estimation Technique
MSR	Main Steam Reheater or Moisture Separator Reheater or Molten Salt Reactor
MTBF	Mean Time Between Failure
MTC	Moderator Temperature Coefficient
MTTR	Mean Time To Repair
NMAC	Nuclear Maintenance Assistance Center
NMR	Nuclear Magnetic Resonance
NNSA	National Nuclear Safety Administration (China)
NPAR	Nuclear Plant Ageing Research
NPP	Nuclear Power Plant
NPRDS	Nuclear Plant Reliability Data System
NRC	Nuclear Regulatory Commission (USA)
NSSS	Nuclear steam supply system
NUREG	Reports series of USNRC
O&M	Operating and Maintenance
OECD	Organisation for Economic Co-operation and Development
OEM	Original Equipment Manufacturer
OIT	Oxidation Induction Time Testing or Oxidation Induction Temperature Testing
OJT	On the job training
OLC	Operational limits and conditions
OLM	On-Line Monitoring
OS	Operating System
OSS	Operator Support System
OTFSCRS	Other Than Full Scope Control Room Simulator
PC	Personal Computer
PCA	Principal Component Analysis
PCB	Printed Circuit Board
PCS	Passive Containment cooling System

PCSR	Pre Construction Safety Report
PE	Parameter Estimate
PERT	Performance Evaluation and Review Technique
PES	Programmable electronic system
PFFO	Probability of Failure Free Operation
PHWR	Pressurized Heavy Water Reactor
PLC	Programmable Logic Controller
PLD	Programmable Logic Devices
PLIM&PLEX	Plant Life Management and Extension
PLS	Plant Control System
PMS	Protection & Safety monitoring System
PPC	Plant Process Computer
PPS	Plant Protection System
PRA	Probabilistic Risk Assessment
Pre-FAT	Pre-factory Acceptance Testing
PRHR	Passive Residual Heat Removal
PSA	Probabilistic Safety Analysis
PSD	Power Spectral Density
PSS	Passive Safety System
PWR	Pressurized Water Reactor
QA	Quality assurance
QC	Quality Control
QDPS	Qualified Data Processing System
R&D	Research and Development
RAM	Random Access Memory
RBMK	Russian channel graphite moderated water cooled reactor
RCCA	Rod Control Cluster Assemblies
RCM	Reliability Centered Maintenance
RCP	Reactor Coolant Pump
RCS	Reactor Coolant System
RCS	Rod Control System
RFI	Radio Frequency Interference
RFT	Ready for Training
RG	Regulatory guides of the USNRC
RNS	Normal Residual Heat Removal System
RO	Reactor Operator
ROAAM	Risk Oriented Accident Analysis Methodology
ROM	Read Only Memory
RPRS	Rapid Power Reduction System
RPS	Reactor Protection System
RPV	Reactor Pressure Vessel
RSG	Replacement Steam Generator
RTD	Resistance Temperature Detector
RVHV	Reactor Vessel Head Vent
SAE	Simulated Assisted Engineering
SAMG	Severe Accident Management Guidelines
SAP	Safety assessment Principle
SAT	Site Acceptance Testing

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	NNFISS – LP2 - 057	0	L	181	181

SAT	Systematic Approach to Training
SCWR	Super-Critical-Water-cooled Reactor
SEG	Simulator Exercise Guide
SER	Safety Evaluation Report
SFCV	Spent Fuel Coolong Valves
SFR	Sodium-Cooled Fast Reactor
SFS	Spent Fuel Pool Coolong System
SFW	Startup Feedwater System
SG	Steam Generator
SGTR	Steam Generator Tube Rupture
SMP	System Maintenance Plan
SOV	Solenoid Operated Valve
SPDS	Safety Parameter Display System
SPRT	Sequential Probability Ratio Test
SSCs	Structures, Systems, and Components
STA	Shift Technical Adviser
SWS	Service Water System
TC	Training Centre
TCP/IP	Transmission Control Protocol/Internet Protocol
TDR	Time Domain Reflectometry
TECDOC	Technical Document
TG	Turbine Generator
TMI	Three Mile Island nuclear power plant
TSC	Technical Support Centre
TSG	Training Simulator for Garoña plant (Spain)
TSP	Trip Set Point
TWG-NPPCI	Technical Working Group on Nuclear Power Plant Control and instrumentation
UPS	Uninterruptable Power Supply
URD	Utility Requirements Document
USNRC	United States Nuclear Regulatory Commission
V&V	Verification and Validation
VDU	Visual Display Unit
VGA	Video Graphics Array
VHTR	Very-High-Temperature Reactor
WABA	Wet Annular Burnable Absorber
WOG	Westinghouse Owners Group
WWER	Russian pressurized water reactor design