



Ricerca di Sistema elettrico

Studio preliminare di fattibilità di un sistema di simulazione per l'analisi di sicurezza e per la progettazione dei sistemi di controllo di reattori a metallo liquido pesante

E. Negrenti, B. Fresilli, G. Di Costanzo, M. D'Apice, C. Innarella, C. Parisi, M. Serra, A. Tripi, M. Cappelli

STUDIO PRELIMINARE DI FATTIBILITÀ DI UN SISTEMA DI SIMULAZIONE PER L'ANALISI DI SICUREZZA E PER LA PROGETTAZIONE DEI SISTEMI DI CONTROLLO DI REATTORI A METALO LIQUIDO PESANTE

E. Negrenti, B. Fresilli, G. Di Costanzo, M. D'Apice, C. Innarella, C. Parisi, M. Serra, A. Tripi, M. Cappelli (ENEA)

Settembre 2013

Report Ricerca di Sistema Elettrico

Accordo di Programma Ministero dello Sviluppo Economico - ENEA

Piano Annuale di Realizzazione 2012

Area: Produzione di energia elettrica e protezione dell'ambiente

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

Obiettivo: Sviluppo competenze scientifiche nel campo della sicurezza nucleare

Responsabile del Progetto: Mariano Tarantino, ENEA

Titolo

Studio preliminare di fattibilità di un sistema di simulazione per l'analisi di sicurezza e per la progettazione dei sistemi di controllo di reattori a metallo liquido pesante

Descrittori

Tipologia del documento: Rapporto Tecnico
 Collocazione contrattuale: Accordo di programma ENEA-MSE: Piano Annuale di Realizzazione 2012, Linea Progettuale 2, Obiettivo Progettazione di sistema e analisi di sicurezza, Task a3 Analisi di Sicurezza, deliverable LP2.a.3_h1
 Argomenti trattati: Controllo dei reattori nucleari
 Reattori nucleari veloci
 Generation IV reactors
 Analisi incidentale
 Analisi di sistema


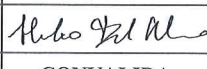

Sommario :

In questo documento sono discussi gli aspetti generali di una possibile piattaforma di simulazione ingegneristica per i reattori veloci Gen IV refrigerati a piombo liquido. Una piattaforma di simulazione ingegneristica è un insieme integrato di codici di calcolo e moduli software che consente di sviluppare la progettazione di un reattore di nuova generazione, in particolare per quanto riguarda le problematiche di integrazione dei vari sistemi e sottosistemi, e di iniziare ad eseguire verifiche di sicurezza. La presente attività di progettazione di massima di una piattaforma simulativa è la base per realizzare nei prossimi anni la progettazione di dettaglio e la costruzione della medesima, così supportando le attività in corso di 'design and verification' dei reattori refrigerati al Piombo. Sono state considerate diverse tipologie impiantistiche, con particolare attenzione al Progetto ALFRED, nonché le categorie di modelli di processo necessari alla piattaforma, ed è stata effettuata una prima selezione che ha consentito di rappresentare una architettura di riferimento per la Piattaforma Ingegneristica. Tale piattaforma avrà elevati gradi di flessibilità per massimizzare la sua fruibilità da parte dei vari soggetti potenzialmente interessati.

Note:
Autori:


E. Negrenti, B. Fresilli, G. Di Costanzo, M. D'Apice, C. Innarella, C. Parisi
 M. Serra, A. Tripi, M. Cappelli (ENEA)

Copia n.
In carico a:


REV.	DESCRIZIONE	DATA	REDAZIONE	CONVALIDA	APPROVAZIONE	
2			NOME			
			FIRMA			
1			NOME			
			FIRMA			
0	EMMISSIONE	26/09/13	NOME	E. Negrenti	A. Del Nevo	M. Tarantino
			FIRMA			

Indice

1	Introduzione	6
2	Caratteristiche dei reattori al piombo: descrizione di massima di un reattore al piombo e problematiche connesse	9
2.1	<i>Lo sviluppo dei primi reattori refrigerati al Piombo (LFR)</i>	9
2.2	<i>Neutronica</i>	11
2.3	<i>Termoidraulica del refrigerante</i>	15
2.4	<i>Materiali strutturali e fabbricazione</i>	17
2.5	<i>Situazione attuale dei reattori al piombo (stato dell'arte).....</i>	22
2.5.1	<i>Primi reattori al Piombo per applicazioni militari.....</i>	23
2.5.2	<i>Recenti sviluppi in Russia (BREST 300, SVBR-75)</i>	24
2.5.3	<i>MYRRHA</i>	27
2.5.4	<i>SSTAR (Small Secure Transportable Autonomous Reactor).....</i>	30
2.5.5	<i>ELSY (European Lead-Cooled System)</i>	32
2.5.6	<i>ALFRED</i>	34
2.6	<i>Aspetti di sicurezza intrinseca, attiva e passiva.....</i>	38
2.6.1	<i>Aspetti di sicurezza nei reattori LFR.....</i>	40
2.6.2	<i>Il concetto di reattore adiabatico e gli aspetti di “security” negli LFR.....</i>	45
3	Scenari di simulazione ingegneristica.....	48
3.1	<i>Simulazione di transitori operazionali</i>	48
3.2	<i>Simulazione degli incidenti negli LFR.....</i>	49
3.3	<i>I simulatori di impianti nucleari come strumenti per pre-addestramento, dimostrativi e didattici.....</i>	55
3.3.1	<i>Simulatori di addestramento (full scale).....</i>	55
3.3.2	<i>Simulatori di Ingegneria.....</i>	56
3.3.3	<i>Simulatori educational.....</i>	59
4	Codici per lo sviluppo di una piattaforma di simulazione.....	61
4.1	<i>I codici di neutronica.....</i>	61
4.1.1	<i>Il codice ERANOS (European Reactor ANalysis Optimized System).....</i>	61
4.1.2	<i>Altri codici di neutronica.....</i>	62
4.2	<i>I codici avanzati di termoidraulica di sistema: RELAP5-3D, CATHARE.....</i>	62
4.2.1	<i>RELAP5-3D.....</i>	62
4.2.2	<i>CATHARE.....</i>	64
4.3	<i>Software per sistemi secondari , ausiliari e di emergenza</i>	67
4.3.1	<i>Software per la simulazione dei sistemi ausiliari e di emergenza</i>	67
4.3.2	<i>Software per la simulazione del sistema secondario</i>	68
4.4	<i>Modelli e Software per interazioni con l’Ambiente</i>	68
4.5	<i>Modellistica per la dispersione degli inquinanti a diverse scale.....</i>	76
4.6	<i>Simulazione di Sistemi I&C in reattori a metallo liquido.....</i>	83
4.7	<i>Possibile Architettura di una Piattaforma di Simulazione Ingegneristica avanzata per reattori refrigerati al Pb</i>	85
4.7.1	<i>Software di simulazione del nocciolo e della neutronica</i>	87
4.7.2	<i>Software di simulazione dei circuiti primari di raffreddamento.....</i>	87
4.7.3	<i>Software di simulazione dei circuiti secondari.....</i>	87
4.7.4	<i>Sistemi ausiliari e di emergenza.....</i>	87

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP2 – 042	0	L	3	95

4.7.5	Simulazione incidenti severi.....	88
4.7.6	Simulazione impatti sul territorio.....	88
4.7.7	Simulazione eventi naturali estremi e loro impatti su centrale.....	88
4.7.8	Simulazione sistemi I&C	89
4.7.9	Software Manager (SM).....	89
4.8	<i>I simulatori ingegneristici commerciali.....</i>	90
5	Conclusioni	92
6	Riferimenti bibliografici.....	94

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP2 – 042	0	L	4	95

Indice delle figure

Figura 1 Programma di ricerca per reattori al piombo (LFR SRP)	8
Figura 2 Fuel Assembly - nocciolo di ELSY	12
Figura 3 Fuel Assembly - nocciolo di ALFRED	13
Figura 4 Nocciolo di ELSY	13
Figura 5 Nocciolo di ALFRED	14
Figura 6 Andamento dei principali Attinidi in funzione del Burnup - nocciolo Adiabatico	14
Figura 7 Andamento Reattività - nocciolo Adiabatico	15
Figura 8 Sezione verticale Reattore BREST	25
Figura 9 Sezione verticale Reattore SVBR 75	27
Figura 10 Schema Reattore MYRRHA	27
Figura 11 Spaccato del Reattore MYRRHA	28
Figura 12 Schema di massima del reattore SSTAR.....	31
Figura 13 ELSY Primary system configuration	32
Figura 14 ELSY RVACS (Reactor Vessel Air Cooling System).....	33
Figura 15 Sezioni Reattore ALFRED.....	36
Figura 16 Nocciolo Reattore ALFRED.....	36
Figura 17 Dettaglio del Generatore di Vapore	37
Figura 18 Barre di controllo di nocciolo di reattore refrigerato al Pb	43
Figura 19 Ciclo del Combustibile con reattori LFR	45
Figura 20 Ciclo del Combustibile con bruciamento Attinidi Minori	46
Figura 21 Temperature massime raggiunte nel nocciolo e nei rivestimenti delle barrette nel caso di incidenti "Protected" (da G.Bandini "Design Base Accident Analysis" , rif. cit.).....	54
Figura 22 Temperature raggiunte nel nocciolo e nei rivestimenti delle barrette nel caso di incidenti "Unprotected" (da G.Bandini "Design Base Accident Analysis" , rif. cit.).....	54
Figura 23 Simulatore Westinghouse di sala controllo dell'impianto AP1000	56
Figura 24 Console principale di comando del simulatore ingegneristico ES-1000 sviluppato da ENEA-Westinghouse per l'impianto PWR-PUN.....	57
Figura 25 Simulatore di ingegneria LABIHS.....	58
Figura 26 Sinottico di un simulatore educational IAEA sviluppato da Cassiopeia Technologies Inc.	60
Figura 27 La piattaforma RELAP5-HD	65
Figura 28 Il modello del reattore a quattro loop secondo la piattaforma RELAP5-HD	66
Figura 29 Il modulo 3D del CATHARE: schematizzazione del nocciolo.....	67
Figura 30 Un possibile schema per il Chemistry Control System di un LFR	68
Figura 31 Serbatoio acqua di emergenza.....	70
Figura 32 Simulazione effetti Tornado su serbatoio.....	71
Figura 33 Simulazione di impatto di proiettile generato dal Tornado.....	71
Figura 34 Interfaccia di Autodesk Simulation Mechanical	72
Figura 35 Simulazione di Uragano.....	74
Figura 36 Schermate Software AQUAVEO.....	75
Figura 37 Simulazione di Uragano.....	76
Figura 38 Visualizzazione di un pennacchio simulato da un modello lagrangiano "a particelle" (sinistra), emesse all'interno di un ostacolo a forma di "L" e trasportate dietro l'ostacolo stesso e corrispondenti involucri tridimensionali di concentrazione superiore a due differenti soglie (destra).	78
Figura 39 Definizione di sorgenti in contesto industriale. Le aree in rosso rappresentano zone di emissione di particelle computazionali, che rappresentano la zona emissiva ipotizzata.	79
Figura 40 Esempio di un campo di concentrazioni al suolo ottenute in contesto industriale.	79
Figura 41 Campo di flusso in prossimità del suolo in presenza di numerosi edifici (sinistra) e campo di concentrazioni al suolo (destra) per una sorgente puntiforme posta in prossimità della zona rossa. Si nota come il pennacchio subisce spostamenti, ricircoli e fenomeni di splitting a causa della presenza degli ostacoli.....	80
Figura 42 Esempio di ricostruzione dei campi di vento a scala locale con valutazione dell'impatto di singole sorgenti attraverso l'uso di un modello lagrangiano a particelle	81



 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP2 – 042	0	L	5	95

Figura 43 Simulazioni condotte presso il CIPA (1 di 2)	82
Figura 44 Simulazioni condotte presso il CIPA (2 di 2)	83
Figura 45 Possibile Architettura di Piattaforma di Simulazione Ingegneristica.....	86

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP2 – 042	0	L	6	95

1 Introduzione

In questo Deliverable sono discussi gli aspetti generali di una possibile piattaforma di simulazione ingegneristica per i reattori veloci Gen IV refrigerati a piombo liquido.

Una piattaforma di simulazione ingegneristica può essere vista come un insieme integrato di codici di calcolo e modelli software che consenta di sviluppare la progettazione di un reattore di nuova generazione, in particolare per quanto riguarda le problematiche di integrazione dei vari sistemi e sottosistemi, e di iniziare ad eseguire verifiche di sicurezza (ad esempio analizzando le sequenze incidentali ritenute più probabili e quelle che appaiono potenzialmente più pericolose).

Tale piattaforma rappresenta il preludio alla realizzazione di un Simulatore Ingegneristico vero e proprio, ovvero un simulatore di impianto di elevato dettaglio e votato ad applicazioni quali la finalizzazione del progetto, la conduzione di attività di ‘Verification and Validation’ di sistemi e componenti, la conduzione di verifiche particolari di sicurezza in cui è dominante la dimensione del sistema nel suo complesso, la conduzione di attività dimostrative e di comunicazione verso varie categorie di utenti, e la realizzazione di un vero e proprio ‘Repository’ di conoscenze impiantistiche finalizzato all’obiettivo più ampio del Knowledge Management. Il Simulatore di Ingegneria potrà poi successivamente essere utilizzato per la realizzazione del Simulatore di Addestramento (necessario attorno ai 5 anni prima dell’avvio dell’impianto) ma anche per realizzare dei veri e propri Decision Support Systems da utilizzare nel corso della vita operativa dell’impianto (ad es. per prendere decisioni complesse in caso di incidenti o malfunzionamenti davanti ai quali le Procedure di Impianto risultassero inadeguate o dubbie).

Il primo step di questa classica catena di strumenti simulativi di un impianto nucleare è la Piattaforma di Simulazione Ingegneristica (PSI), un oggetto con un hardware semplificato ed un sistema software sufficientemente sofisticato e completo da consentire le macro-funzionalità sopra accennate con un buon livello di confidenza e credibilità.


Nel Capitolo 2 del report sono brevemente descritti alcuni rilevanti esempi di reattori basati sull’uso del Piombo quale refrigerante. Tale sezione rappresenta una base informativa impiantistica necessaria per poi sviscerare le problematiche applicative e modellistiche (Cap. 3 e 4). Fatto ciò il lavoro può infine concentrarsi sulla individuazione di possibili ‘scelte’ codicistiche e la definizione di una prima plausibile Architettura di Riferimento per la ‘PSI’.

Il lavoro svolto non ha tenuto conto solamente delle caratteristiche dei reattori Gen IV refrigerati al Piombo, ma anche del particolare momento che la Scienza e la Tecnologia Nucleari stanno vivendo dopo il grave incidente alla centrale di Fukushima nel 2011. Infatti si è tenuto pienamente conto delle Raccomandazioni prodotte da ENSREG (la rete dei Nuclear Regulators europei) a valle degli studi integrativi di sicurezza denominati ‘stress tests’, che hanno sottolineato la necessità di analizzare meglio in futuro i rischi derivanti da eventi naturali estremi, anche oltre i limiti prefissati dai criteri di progettazione.

Nuovi concetti di reattore (Gen IV) devono essere sviluppati e verificati con le più nuove e condivise tecniche di progettazione ed analisi di sicurezza. Per tale ragione si è dedicato uno spazio opportuno ai modelli software utilizzabili in una Piattaforma Ingegneristica per analizzare gli effetti di eventi estremi sulla centrale (tornado, tsunami, uragani ...) e di valutare con tecniche aggiornate i processi di dispersione di inquinanti radioattivi eventualmente rilasciati in caso di incidenti severi.

La presente attività di progettazione di massima di una piattaforma simulativa è la base per realizzare nei prossimi anni la progettazione di dettaglio e la costruzione della medesima, così supportando le attività in corso di ‘design and verification’ dei reattori refrigerati al Piombo.

L’applicazione della tecnologia del piombo alla produzione di energia nucleare ha avuto il suo inizio in Russia negli anni 1970 e ‘80, con lo sviluppo dei primi sistemi nucleari raffreddati da una miscela eutettica piombo-bismuto (LBE) destinati alla propulsione sottomarina militare. Più di recente, l’attenzione ai

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP2 – 042	0	L	7	95

refrigeranti a metallo liquido pesante per i reattori si è diffusa in diversi paesi in tutto il mondo, sulla spinta del progressivo riconoscimento delle vantaggiose caratteristiche di questi sistemi.

Un possibile programma di sviluppo per la tecnologia dei reattori di IV generazione (Gen IV roadmap) è stata definita nel 2002 nell'ambito del Forum Internazionale Gen IV (GIF, Gen IV International Forum) presieduto dal DOE (Department Of Energy) americano. In quell'occasione, i paesi membri hanno individuato i sei più promettenti tipi di reattore avanzato con i relativi cicli del combustibile ed hanno definito i programmi di R&S necessari per lo sviluppo di questi reattori in rapporto alla loro potenziale distribuzione. Tra le tecnologie più promettenti prese in considerazione dal GIF, quella dei reattori veloci refrigerati al Piombo (LFR, Lead Fast Reactor) è stata riconosciuta come un tecnologia capace potenzialmente di soddisfare le esigenze sia per impianti di piccola/media taglia in siti remoti che per grandi impianti di potenza connessi alla rete.

In sostanza, l'LFR è caratterizzato da uno spettro a neutroni veloci e da un ciclo chiuso del combustibile per la efficiente conversione dell'Uranio (238) fertile. L'LFR può anche essere usato come bruciatore di tutti attinidi derivanti dal riprocessamento del combustibile esaurito degli LWR e come bruciatore/fertilizzatore con matrici di torio.

Nelle valutazioni tecnologiche GEN IV, il sistema LFR è stata valutato al meglio sia dal punto di vista della sostenibilità, per via del ciclo del combustibile chiuso, sia dal punto di vista della resistenza alla proliferazione e protezione fisica, perché impiega un nucleo di lunga durata. L'LFR è stato valutato positivamente anche dal punto di vista della sicurezza, in particolare per l'adozione di un refrigerante relativamente inerte, e, in generale, dal punto di vista economico. L'LFR è stato principalmente concepito per la produzione di energia elettrica e di Idrogeno e per la gestione degli Attinidi. Data la necessità di una approfondita fase di R&S per lo studio del combustibile, dei materiali e del controllo della corrosione, è stato previsto che il sistema possa essere disponibile operativamente non prima del 2025.

La cooperazione internazionale specifica in tema LFR nell'ambito GIF è stata avviata formalmente nel mese di ottobre 2004, con una prima riunione del comitato direttivo del LFR-PSSC (Provisional System Steering Committee) tenutasi nel Marzo 2005 a Monterey, CA, USA, che ha visto la partecipazione di rappresentanti di Euratom, USA, Giappone e di esperti della Repubblica di Corea. Da allora, il PSSC ha tenuto incontri programmati regolari, circa due volte l'anno, con ulteriori sessioni di lavoro per preparare e aggiornare il progetto di riferimento LFR.

In particolare, in due successivi incontri tenutisi a distanza di un anno tra il 2007 e 2008, il comitato direttivo PSSC per il GIF LFR, dopo attenta valutazione delle correnti iniziative internazionali in materia, ha elaborato un primo programma di ricerca di sistema (SRP, System Research Plan) per un LFR con piombo fuso come refrigerante di riferimento e con una miscela Piombo-Bismuto come opzione di riserva. Gli incontri formali PSSC sono stati integrati da ulteriori incontri informali con i rappresentanti dell'industria nucleare, organizzazioni di ricerca e le università coinvolte nello sviluppo LFR.

La Figura 1 illustra l'approccio di base raccomandato nella direttiva LFR SRP. Come si vede, il programma di ricerca si svolge inizialmente su un doppio binario per convergere poi su un'unica linea per la realizzazione di un impianto dimostratore combinato (demo, indicato anche come Technology Pilot Plant - TPP) per entrambi i tipi di sistema. Il duplice approccio si basa sullo sviluppo del reattore SSTAR (Small Secure Transportable Autonomous Reactor) e sul reattore europeo ELSY (European Lead-cooled SYstem) che rappresentano due potenziali applicazioni di LFR e che verranno descritti in dettaglio più avanti.

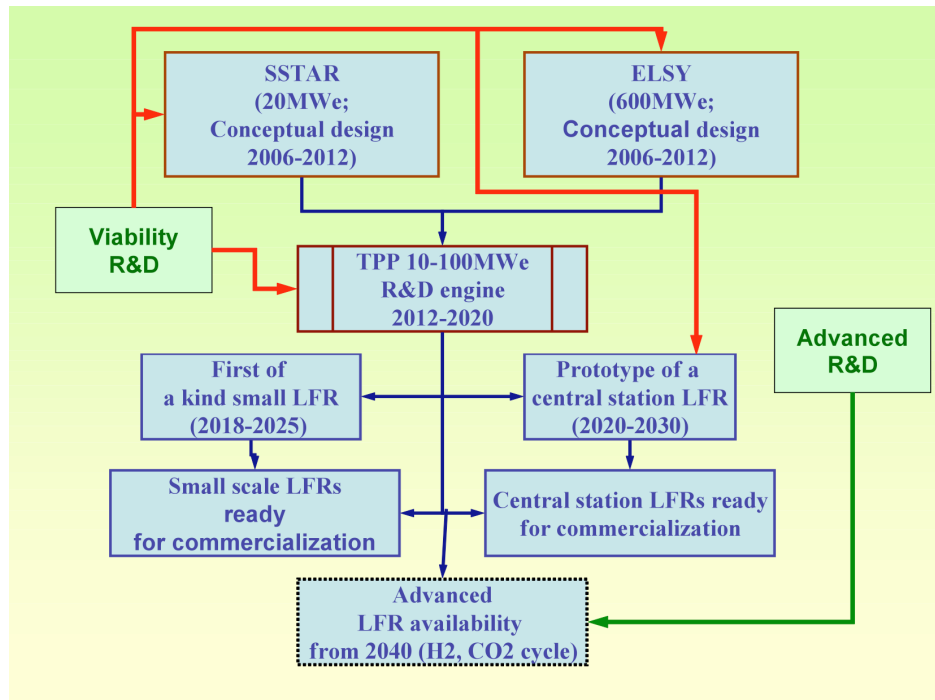



Figura 1 Programma di ricerca per reattori al piombo (LFR SRP)

Recentemente, nel 2010, la sottoscrizione di un Memorandum di Intesa (MoU) con il Giappone ha portato ad una riorganizzazione del Comitato originario. Nel 2011 al MoU si è aggiunta anche la Federazione Russa.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP2 – 042	0	L	9	95

2 Caratteristiche dei reattori al piombo: descrizione di massima di un reattore al piombo e problematiche connesse

2.1 Lo sviluppo dei primi reattori refrigerati al Piombo (LFR)

I requisiti per la progettazione degli LFR derivano dalle conoscenze ingegneristiche acquisite dall'esperienza maturata nel campo dei reattori veloci raffreddati a Sodio, dalla tecnologia legata all'impiego di miscele piombo-bismuto (LBE) negli impianti propulsivi dei sottomarini militari russi e dalle attività sperimentali condotte in numerosi centri internazionali di ricerca.

Tali requisiti mirano a conseguire gli obiettivi principali di progettazione degli LFR, ovvero la dimostrazione della loro fattibilità tecnica per la produzione di energia elettrica e la dimostrazione della loro capacità di rispettare gli obiettivi previsti per i reattori di IV Generazione, in particolare la capacità di consumare attinidi minori (MA: Minor Actinide) e di garantire una buona competitività economica.

La maggior parte dei requisiti, come la capacità di bruciamento di MA, non sono comunque assoluti e potranno subire adeguamenti per l'ottimizzazione nel corso delle future attività di progettazione. Va osservato che le proprietà fisiche e neutroniche del Piombo non possono essere pienamente e simultaneamente sfruttate fin dall'inizio della progettazione degli LFR, a causa di vincoli tecnologici e di tempo. Il potenziale bruciamento di MA prodotti dal ritrattamento del combustibile esaurito dei reattori LWR implica lo sviluppo di noccioli di nuova concezione, che richiedono fasi di prova e qualificazione in reattori esistenti.


In termini generali, riveste carattere prioritario la dimostrazione entro un tempo relativamente breve della fattibilità tecnica degli LFR, con la conferma delle proprietà dei materiali strutturali, un efficace controllo dell'ossigeno ed un nocciolo ad ossidi misti (MOX) autosufficiente in termini di Pu pur essendo adiabatico in termini di consumo degli MA auto-generati. Si prevede che il successivo sviluppo degli LFR, nella direzione degli obiettivi più ambiziosi di funzionamento ad alta temperatura e capacità di bruciamento oltre gli MA auto-generati, sarà conseguito in futuro e sviluppato, se del caso, in funzione dei risultati delle attività di R&S e dei finanziamenti che si renderanno disponibili.

L'aderenza alle linee guida dei reattori di IV generazione è parte integrante dei requisiti di progetto per gli LFR. Le principali soluzioni progettuali, sinora concepite in via preliminare, saranno descritte in dettaglio nei paragrafi seguenti. I progetti proposti sono ritenuti sufficienti come base di partenza per dimostrare la fattibilità degli LFR.

Veniamo ora ad illustrare brevemente le principali caratteristiche degli LFR, definite nell'ambito degli obiettivi dei reattori di IV generazione. Queste caratteristiche si basano sia sulle proprietà del Piombo come refrigerante, sia su specifici progetti ingegnerizzati.

L'idea di adottare il Piombo liquido puro come refrigerante primario per un reattore nucleare origina da alcuni innegabili vantaggi tecnici e precisamente:

- il Pb non reagisce con l'acqua o l'aria e questo permette di:
 - inserire i generatori di vapore all'interno del vessel;
 - evitare complessi studi sulle possibili interazioni acqua/refrigerante primario in caso di SGTR;
 - adottare requisiti meno stringenti per le tenute del circuito primario;
- l'elevato punto di ebollizione (1745°C) e la ridottissima tensione di vapore ($3 \cdot 10^5$ Pa a 400°C) del Pb riducono il rischio di reattività per vuoti nel nocciolo;

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP2 – 042	0	L	10	95

- il Pb ha una densità più elevata del combustibile nucleare (MOX) o del materiale delle camicie degli elementi di combustibile; pertanto, in caso di fusione incidentale del nocciolo:
 - si rende inutile la disponibilità di un core catcher, in quanto il materiale fuso finirebbe per galleggiare sul Pb;
 - non si ha alcun rischio di ritorno alla criticità;
- il Pb ha ridotte capacità di moderazione neutronica ed un bassa sezione d'urto di assorbimento e quindi:
 - si rende inutile la distribuzione compatta degli elementi di combustibile, permettendo invece l'adozione di fuel assembly con elementi di combustibile ben spaziati tra loro;
 - le perdite di carico attraverso il nocciolo vengono così drasticamente ridotte (circa 1 bar nel nocciolo, 1,5 bar nell'intero circuito primario), nonostante l'elevata densità del refrigerante;
 - viene altresì ridotta la potenza di pompaggio richiesta per il refrigerante primario e sensibilmente favorita l'instaurazione della circolazione naturale per la rimozione del calore residuo (DHR) e per garantire margini di sicurezza passiva;
- le proprietà fisiche consentono al Pb di trattenere chimicamente Iodio e Cesio e di schermare i raggi gamma;
- nelle condizioni di esercizio previste per un LFR (fino a 500°C con margini fino a 600°C), il Pb risulta compatibile con gli acciai 15-15/Ti (austenitico) e T91 (ferritico-martensitico) già ampiamente sperimentati per gli SFR.

D'altra parte, sussistono anche una serie di svantaggi:

- l'elevato punto di fusione del Pb (327°C) comporta la necessità di mantenere il refrigerante primario costantemente al di sopra di 340-350°C tramite:
 - un sistema di riscaldamento a disponibilità garantita;
 - opportuni accorgimenti di progetto;
 - specifiche procedure operative;
- transitori di sottoraffreddamento del circuito secondario possono provocare la solidificazione (freezing) del refrigerante primario:
 - per prevenire il fenomeno andranno imposti dei requisiti specifici, in termini di diversificazione e ridondanza, per l'acqua di alimento nel circuito secondario;
- fenomeni di corrosione/erosione dei materiali strutturali con possibile passaggio e trascinarsi (slugging) di particolato nel refrigerante primario possono essere limitati tramite:
 - opportuni rivestimenti (coating) dei materiali strutturali, controllo del contenuto di Ossigeno e contenimento della velocità di circolazione del refrigerante primario (approccio adottato negli LFR russi);
 - mantenimento di un basso contenuto di Ossigeno nel refrigerante primario (approccio alternativo);

- il rilevante rischio sismico dovuto alla notevole massa di Pb può essere prevenuto tramite:
 - isolatori sismici bidimensionali;
 - appositi ancoraggi per il vessel;
 - accorgimenti progettuali specifici (ad es. progetto EU FP7 SILER);
- andranno previsti degli appositi sistemi per l'ispezione in esercizio delle strutture di supporto del nocciolo:
 - si potranno adottare sistemi simili a quelli impiegati per altri HLMR (Heavy Liquid Metal reactor) ma a più alta temperatura;
 - tutti i componenti dovranno essere sostituibili;
- la movimentazione per il caricamento/scaricamento del combustibile dovrà essere remotizzata con un appropriato sistema di raffreddamento;
- eventuali incidenti di SGTR interesseranno direttamente il circuito primario ma:
 - non avranno effetto sul nocciolo;
 - occorrerà installare dei dischi di rottura che limitino il valore massimo della pressione;
- eventuali arresti del flusso di refrigerante primario richiederanno accorgimenti atti a mitigare le possibili conseguenze sul nocciolo come, ad esempio:
 - elementi di combustibile (Fuel Assembly) a struttura esagonale;
 - monitoraggio continuo della temperatura di uscita dal nocciolo;
 - il blocco imprevisto del flusso di refrigerante potrà causare danni alle camicie in un massimo di 7 elementi di combustibile.

2.2 Neutronica

Lo spettro neutronico di un reattore refrigerato al piombo è uno spettro veloce. Infatti, come si evince dalla Tabella 1 a causa dello scarso potere moderante di tale elemento, la perdita di energia per scattering tra neutroni e nuclei di piombo è estremamente ridotta: motivo per cui, insieme alla sua bassa sezione di assorbimento, il Piombo esso può essere adottato quale refrigerante in un reattore a spettro veloce.

Tabella 1 Caratteristiche nucleari di metalli liquidi – confronto Na-Pb

Parametro	Na	Pb
Average Lethargy (Logarithmic Energy Loss, ξ)	0.0825	0.00963
Moderating Power ($\xi\Sigma_s$)[cm ⁻¹]	0.0176	0.00284

Questo bassissimo potere moderante ed assorbente, ha come conseguenza la possibilità di impiegare noccioli con un P/D leggermente aumentato (p.es., 1.32 per ELSY e ALFRED) rispetto a quelli generalmente

utilizzati nei reattori veloci al sodio (1.28-1.10). La review dei lavori fino ad oggi presentati, ha consentito di riassumere nelle Tabella 2 le tipiche dimensioni di due noccioli analizzati in diversi progetti internazionali.

Tabella 2 Parametri fondamentali dei noccioli di LFR analizzati

Parametro	ELSY	ALFRED
Tipo di reticolo	Quadrato, aperto	Esagonale, inscatolato
Tipo di fuel	MOX	MOX
Arricchimenti (int./esterno core) [at. %]	14.5/17.6/20.6	21.7/27.8
Passo Fuel Pin [mm]	13.9 (20°C)	13.86
Passo Fuel Assembly [mm]	291.9 (20°C)	171.0
Raggio interno pin [mm]	N/A	1.0
Diametro esterno pin [mm]	N/A	9.0
Diametro interno Clad [mm]	N/A	9.3
Diametro esterno Clad [mm]	10.5	10.5
Altezza attiva core [m]	0.9	0.6
P/D	1.32	1.32

La Figura 2 e Figura 3 riportano le geometrie delle fuel assemblies di ELSY e ALFRED, mentre nella Figura 4 e Figura 5 sono riportate le disposizioni dei diversi arricchimenti del combustibile, del blanket e delle control rods nel nocciolo.

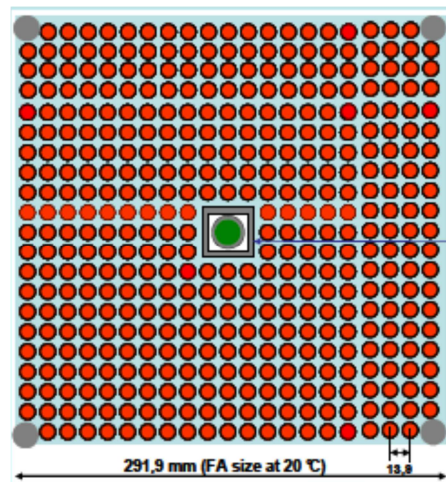


Figura 2 Fuel Assembly - nocciolo di ELSY

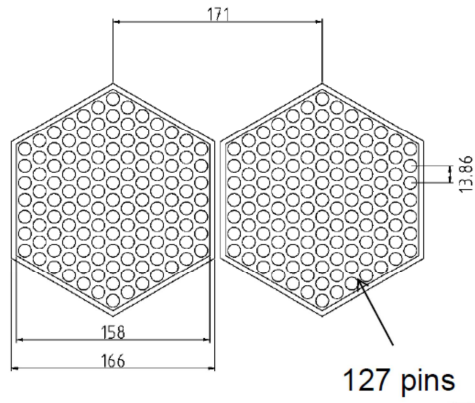


Figura 3 Fuel Assembly - nocciolo di ALFRED

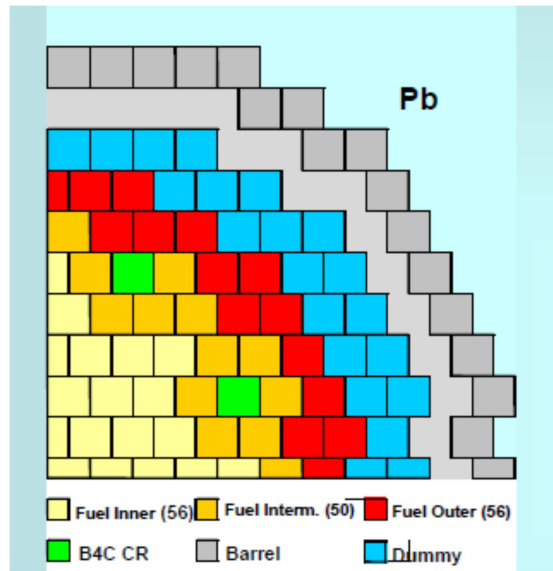


Figura 4 Nocciolo di ELSY

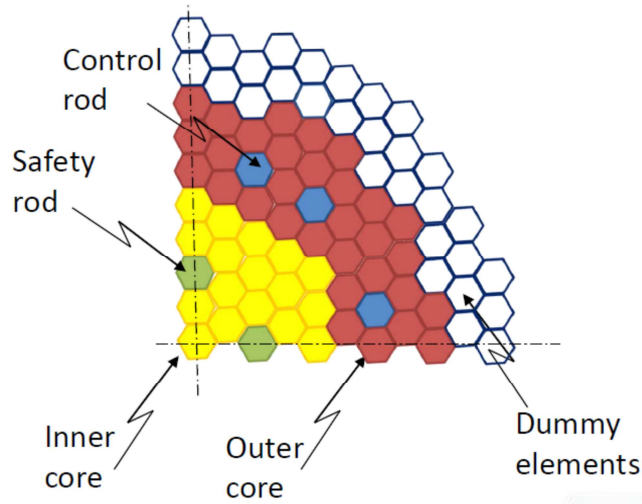


Figura 5 Nocciolo di ALFRED

La dislocazione e la percentuale di Pu dei diversi tipi di combustibile è stato finora studiato al fine di ottenere una distribuzione spaziale di potenza omogenea ed un nocciolo cosiddetto “adiabatico”. Con questo termine si intende un nocciolo che all’equilibrio dovrebbe bruciare la stessa quantità di attinidi che produce per mezzo del breeding, evitando, quindi, l’accumulo di prodotti di fissione a lunga vita (p. es., Americio e Curio). Un esempio dell’andamento dei principali attinidi in funzione del burnup per un core “adiabatico” soggetto ad un bruciamento di 5 anni circa è riportato in Figura 6. Il trend della reattività (k_{eff}) è invece riportato in Figura 7.

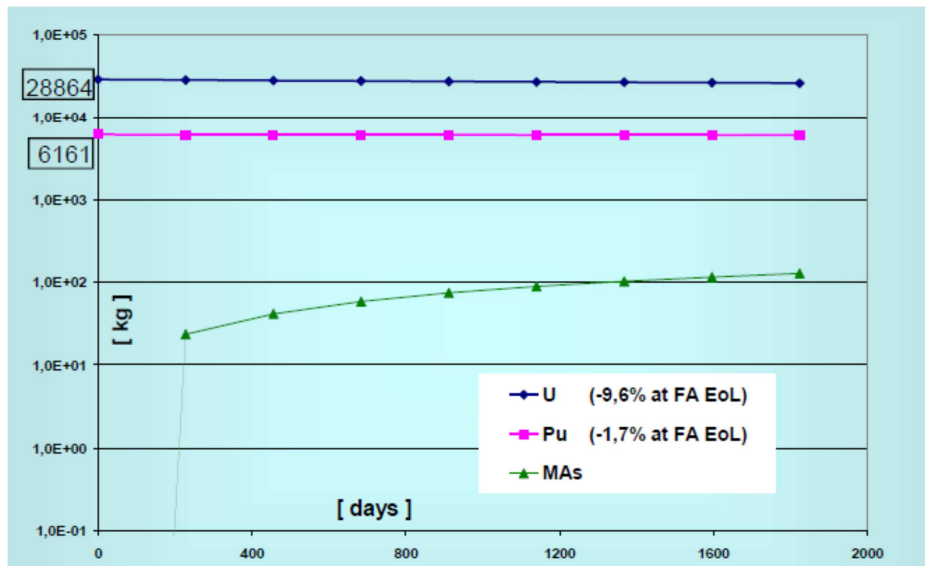


Figura 6 Andamento dei principali Attinidi in funzione del Burnup - nocciolo Adiabatico

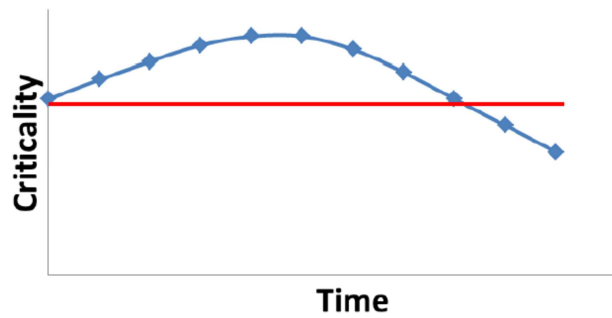


Figura 7 Andamento Reattività - nocciolo Adiabatico

Per quanto riguarda le caratteristiche di dinamica neutronica, in Tabella 3 vengono riportati i dati relativi al nocciolo di ALFRED, ad inizio e fine del ciclo. Il coefficiente Doppler, così come i coefficienti di espansione termica sono negativi, in quanto un incremento di temperature del combustibile e dei materiali strutturali causa un aumento di catture in zona di risonanza dell’Uranio/Plutonio ed un aumento delle fughe neutroniche dal nocciolo. Il coefficiente di densità del Piombo è invece positivo, pertanto una diminuzione della densità causa un indurimento dello spettro, una diminuzione degli assorbimenti neutronici del Piombo, un aumento delle fughe e un cambio nel self-shielding. Il bilancio di tutti questi componenti è positivo, pertanto si verifica un’inserzione di reattività generante un aumento di potenza.


La vita media dei neutroni nel nocciolo è estremamente ridotta rispetto ai reattori a spettro termico, a causa dell’alta energia (velocità) dei neutroni stessi. La frazione dei neutroni ritardati, anche a causa dell’alta concentrazione di Plutonio, è anch’essa estremamente bassa. Questi due ultimi parametri hanno evidentemente un’impatto sui tempi di risposta della strumentazione e dei sistemi di controllo e protezione.

Tabella 3 Coefficienti di reattività e parametri di dinamica neutronica per ALFRED

Parametro	Beginning of Cycle	End of Cycle
Coefficiente Doppler [pcm]	-518	-529
Coefficiente densità Piombo [pcm K ⁻¹]	0.064	0.077
Coefficiente Espansione assiale [pcm K ⁻¹]	-0.221	-0.231
Coefficiente Espansione radiale [pcm K ⁻¹]	-0.829	-0.860
Vita media dei neutroni [s]	7.194*E-7	7.372*E-7
Frazione dei neutroni ritardati, β [pcm]	338	337

2.3 Termoidraulica del refrigerante

La termoidraulica dei metalli liquidi pesanti (o HLM: Heavy Liquid Metal) non è precisamente la stessa dei fluidi refrigeranti convenzionali. Ci sono due tipi di questioni aperte in questo settore. La prima è legata alla natura stessa dei metalli liquidi pesanti. Il numero di Prandtl degli HLM (Pr di piombo a 400 ° C è di 0.019) è più di 2 ordini di grandezza inferiore a quella dell’acqua e dell’aria. Questo perché hanno una conducibilità termica λ [W / mK] significativamente più alta, un calore specifico Cp [J / (kgK)] più basso ed una minore viscosità cinematica.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP2 – 042	0	L	16	95

Un numero di Prandtl basso significa che lo spessore dello strato limite viscoso è più piccolo rispetto allo strato limite termico. Nel flusso di gas o acqua, lo spessore dello strato limite termico e quello viscoso sono dello stesso ordine di grandezza, di conseguenza il numero di Prandtl è circa 1.

Con il piombo, in condizioni di flusso laminare, è la conduzione (molecolare) a controllare il trasferimento di calore. Di conseguenza, le correlazioni non dimensionali classiche per il trasferimento di calore si possono applicare anche al metallo liquido.

Invece, in condizioni di flusso turbolento, la trasmissione del calore per convezione diventa importante ed il trasferimento di calore è determinato da ambedue i tipi di trasmissione. Mentre nei fluidi comuni come l'aria e l'acqua la trasmissione per conduzione ha importanza soltanto vicino alla parete, in un metallo liquido la grandezza della conducibilità molecolare è dello stesso ordine di quella della conducibilità per convezione. Così, la trasmissione del calore per conduzione è efficace non soltanto nello strato limite, ma anche a una distanza significativa dalla parete e si estende nella massa della corrente di fluido.

Pertanto, le correlazioni sviluppate per determinare i coefficienti di scambio termico per flussi turbolenti in aria o acqua non possono essere utilizzate nel caso dei metalli liquidi pesanti.

Un'ulteriore conseguenza dell'importanza della conduzione nel flusso turbolento nel caso di un metallo liquido è che il concetto di diametro idraulico¹ non può essere utilizzato così liberamente per correlare i dati di trasferimento di calore dai sistemi che differiscono nella configurazione, ma conservano un modello di flusso simile.

Ad esempio nel caso in cui il numero di Prandtl è circa 1 (come accennato sopra in flussi di acqua o gas) i dati ricavati dallo studio del trasferimento del calore in tubi circolari possono essere usati per predire il numero di Nusselt (e quindi per valutare lo scambio termico), per il flusso parallelo ad un fascio di barre calcolando il diametro idraulico del fascio di barre ed usando questo nelle correlazioni adimensionali adoperate per il tubo circolare.

Questo metodo di calcolo non è valido per i sistemi a metallo liquido, e di conseguenza è necessario sviluppare delle correlazioni ad hoc per ogni specifica configurazione.

La seconda questione cui si è accennato in precedenza è di natura più tecnologica riguardando la progettazione ed il funzionamento dei sistemi refrigerati a metallo liquido.


L'utilizzo del controllo chimico del liquido di raffreddamento ed la conseguente formazione di uno stato protettivo di ossido per mitigare la corrosione dell'acciaio ha un significativo effetto sul trasferimento del calore, soprattutto per il lungo termine o in condizioni di funzionamento anomali, come ad esempio in caso di accumulo di ossido o in presenza di una elevata concentrazione di particelle di ossido.

I reattori raffreddati a metallo liquido hanno in genere configurazioni reticolari di nocciolo piuttosto aperte, anche per limitare la prevalenza richiesta alle pompe di ricircolo ed aumentare la sicurezza passiva.

Codici termoidraulici

La fluidodinamica computazionale (CFD) è uno strumento numerico, che è in linea di principio in grado di descrivere in dettaglio i flussi e il trasporto di calore. Tuttavia, per alcuni metodi di simulazione i costi computazionali sono ancora troppo elevati per lo sviluppo tecnologico attuale dei computer.

¹ Il **diametro idraulico (o diametro equivalente)** è una grandezza usata in [fluidodinamica](#) che permette di individuare un [diametro](#) caratteristico anche per sezioni non circolari, utile per valutare grandezze caratteristiche dei fenomeni di trasporto, come ad esempio il [numero di Reynolds](#).

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP2 – 042	0	L	17	95

La tipologia dei codici di simulazione termoidraulica da utilizzare per i reattori refrigerati a metallo liquido è quella classica e cioè : codici RANS (Reynolds Average Navier Stokes), codici LES (Large Eddy Simulation), e codici DNS (Direct Numerical Simulation).

L'approccio di tipo RANS è stato valutato da Chang and Tavoularis (2007, 2008), Baglietto (2007), Cheng and Tak (2006), Baglietto and Ninokata (2003). Questi autori sono giunti alla conclusione che sono necessari dei modelli di flusso anisotropi per la descrizione efficiente dei flussi secondari che influenzano il trasporto del calore e che una cura particolare deve essere posta nella trattazione numerica dello strato limite in prossimità delle pareti calde specialmente nel caso dei metalli liquidi, dove si ha un basso numero di Prandtl e per cui l'analogia di Reynolds tra calore e trasferimento del momento non è più valida.

L'approccio URANS (Unsteady RANS) si è rivelato più accurato nella maggior parte dei casi, ma risulta più oneroso dal punto di vista computazionale (Merzari et al. (2007, 2008), Ninokata and Merzari (2007), Baglietto (2007)).

L'approccio LES (Large Eddy Simulation) richiede uno sforzo computazionale ancora maggiore rispetto all'URANS, ma permette di rilevare le fluttuazioni di temperatura e di momento fornendo quindi dei risultati più accurati tanto da essere usati come punto riferimento per la valutazione dei codici precedenti.

La simulazione numerica diretta (DNS: Direct Numerical Simulation) ha un elevato costo computazionale tanto da non poter essere utilizzata nella maggior parte dei casi pratici. In questo caso però la simulazione coglie tutti gli aspetti fisici del problema ed è pertanto usata, unitamente ai dati sperimentali, come banco di prova per gli altri approcci computazionali.

Nel recente passato, diversi team hanno valutato vari approcci di modellazione per simulare le strutture di flusso e del trasporto di calore nei metalli liquidi. Questi rivelano sia le capacità e le limitazioni degli attuali codici CFD, ed in effetti sono stati fatti dei significativi sforzi per estendere le capacità di calcolo di codici già esistenti ai reattori a metallo liquido, ed in particolare a quelli refrigerati con il piombo e le sue leghe. Diversi accordi internazionali sono stati intrapresi per la verifica e la validazione dei suddetti codici a fronte delle modifiche introdotte e di conseguenza è dato grande spazio ai programmi di sperimentazione con la realizzazione diversi impianti pilota per l'acquisizione di dati e la messa a punto di nuove e specifiche correlazioni.²

In questo senso sono stati individuati e proposti alcuni benchmark specifici per saggiare la capacità di simulazione di codici termoidraulici storicamente consolidati ed universalmente utilizzati nella analisi di sicurezza degli impianti nucleari (ad esempio CATHARE, RELAP 5).

Una descrizione puntuale dei codici termoidraulici è riportata nel Capitolo 4.

2.4 *Materiali strutturali e fabbricazione*

I materiali per gli LFR devono soddisfare tre criteri:

- 1) Adeguate proprietà meccaniche (resistenza, duttilità e durezza) su tutti i range operativi di temperature, sollecitazioni e irraggiamento ricevuto;
- 2) Adeguata stabilità dimensionale (resistenza al "void swelling" e crepe da stress termici ed irradiazioni su tutti i range operativi di temperature, sollecitazioni e dosi;

² Un esempio di tali collaborazioni internazionali è dato dall'accordo di cooperazione italo-francese tra ENEA e CEA per la modifica di CATHARE (Code for Analysis of THERmalhydraulics during an Accident of Reactor and safety Evaluation) 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 (cfr. bibliografia).

3) Adeguata resistenza all'infragilimento, corrosione e corrosione sotto stress in tutte le condizioni operative.

I materiali costruttivi per gli LFR progettati per temperature non particolarmente elevate, come ad esempio BREST, sono verosimilmente metallici, specificatamente acciaio austenitico o ferritico/martensitico.

Per progetti di LFR ad alte temperature come STAR-H₂ saranno invece richiesti materiali ceramici o refrattari. La maturità tecnologica degli acciai è molto più alta rispetto a quella dei materiali ceramici o refrattari. Un LFR a basse temperature potrebbe essere pronto per la consegna molto prima di un LFR ad alte temperature, ma con prestazioni molto più limitate. Per i componenti fortemente irraggiati dei reattori a più basse temperature, dove il "void swelling" limita le prestazioni, verranno utilizzati degli acciai ferritici/martensitici.

L'HT9 è un acciaio ferritico/martensitico che è stato sviluppato per l'industria di generazione di potenza negli anni 60, ed è stato introdotto negli Stati Uniti per i reattori veloci negli anni 70. Tuttavia, a partire da quel periodo, sono stati prodotti diversi acciai ferritici/martensitici per l'industria della generazione di energia, che offrono significativi miglioramenti rispetto all'HT9. La Tabella 1 mostra l'evoluzione di cinque generazioni di acciai per elevate temperature, a cominciare dall'acciaio 21/4Cr-1Mo (etichettato come acciaio di generazione zero) negli anni 40.

L'HT9 è un acciaio di prima generazione con una limitata resistenza alla temperatura rispetto alle generazioni seguenti. La tabella indica anche l'EM12, un acciaio ferritico/martensitico, sul quale sono state fatte delle ricerche in Francia per applicazioni al "cladding" e ai canali nei reattori veloci. Su altri acciai della prima generazione sono state fatte ricerche in Germania (W. Nr. 1.4914) e nel Regno Unito (FV448). Tutti questi acciai sono risultati promettenti per le applicazioni nucleari. Tuttavia, a partire dagli anni 70, le industrie siderurgiche e produttrici di energia hanno migliorato questi acciai, e per applicazioni nucleari future, come gli LFR, gli acciai migliorati che hanno sostituito la prima generazione dovrebbero permettere ai progettisti di impianti nucleari migliori possibilità di raggiungere le elevate temperature richieste dai nuovi reattori. Dato che contengono cobalto, gli acciai della quarta generazione non sono adatti per usi nucleari. Ciononostante, l'uso di acciai ferritici/martensitici della terza generazione dovrebbe permettere un incremento delle temperature operative di circa 50°C.

I programmi russi hanno sviluppato l'acciaio EP823 specificatamente per l'uso con il piombo-bismuto. L'EP823 è un acciaio ferritico/martensitico 12Cr con elevati livelli di silicio (1.3 %peso). Negli Stati Uniti attualmente non vengono prodotti acciai confrontabili. Lo sviluppo di acciai per gli LFR potrebbe richiedere la realizzazione di leghe similari.

Per ottenere una migliore resistenza allo sviluppo di cricche da un acciaio ferritico, sono stati prodotti e testati degli acciai rinforzati tramite dispersione di ossido (oxide dispersion-strengthened, ODS). L'elevata resistenza alle temperature di questi acciai deriva da una distribuzione fine di particelle di Y-Ti-O, invece della precipitazione di carburi degli acciai convenzionali per alte temperature. In effetti, un efficace rinforzo tramite carburi, che è il tipico approccio per molti acciai, non è possibile per temperature al di sopra di circa 650°C, dato che i carburi non sono stabili. Diversi tipi di acciai rinforzati tramite dispersione di ossidi sono stati sviluppati in vari programmi. L'Agenzia Giapponese per l'Energia Atomica, ad esempio, ha sviluppato degli acciai OSD avanzati, con un'aumentata resistenza alle alte temperature, e questi sono attualmente testati come cladding del combustibile in configurazioni di prova, e testati ad irraggiamento in Russia.

Generazione	Anni	Modifica dell'acciaio	Resistenza alla rottura (10 ⁵ MPa)	Acciaio	Massima temperatura d'uso (°C)
0	1940-60		40	T22, T9	520-538
1	1960-70	Aggiunta di Mo, Nb e V al semplice acciaio Cr-Mo	60	EM12, HCM9M, HT9, HT91	565
2	1970-85	Ottimizzazione di C, Nb e V	100	HCM12, HCM2S	593
3	1985-95	Sostituzione parziale di W al Mo ed aggiunta di Cu	140	NF616, HCM12A	620
4	Futuro	Incremento di W ed aggiunta di Co	180	NF12, SAVE12	650

Tali materiali sono prodotti tramite raffinate tecniche metallurgiche che sono di difficile e costosa realizzazione. Inoltre, la saldatura di questi acciai risulta complessa, a causa della segregazione delle particelle di ossidi sulla superficie delle zone fuse di saldatura. Questo argomento deve essere trattato adeguatamente. Pertanto, sebbene gli acciai OSD offrano la prospettiva di poter operare a temperature di 800°C, sono ancora in un uno stato iniziale di sviluppo, e i dati relativi sono ancora pochi.

Un ulteriore campo di ricerca per migliorare la resistenza dei materiali strutturali alle cricche è il "grain boundary engineering". I bordi dei grani cristallini vengono alterati per ridurre la frazione dei bordi ad alta energia, aumentando la resistenza alle cricche. Per questo approccio, deve essere ancora provata la stabilità a lungo termine delle alterazioni.

Gli acciai inossidabili austenitici vengono tenuti in conto per i componenti a bassa temperatura e bassa irradiazione negli LFR. Gli acciai inossidabili austenitici AISI 304 e AISI 316 sono stati usati ampiamente nell'industria dei reattori ad acqua leggera, così come nei programmi di sviluppo dei reattori veloci. Le prestazioni del 316 sono superiori, e pertanto rappresenterebbe il principale candidato per le componenti austenitiche in un LFR.

Dato che gli acciai inossidabili austenitici e ferritici/martensitici non sono adeguati per le alte temperature degli LFR, si devono prendere in considerazione ceramiche, superleghe, o metalli refrattari. I composti di carbonato di silicio sono i principali candidati tra i materiali per i componenti ad alta temperatura degli LFR. La maturità tecnologica dei composti SiC è molto più bassa di quella degli acciai austenitici o ferritici/martensitici, quindi il loro uso per lo sviluppo di LFR ha una prospettiva a più lungo termine rispetto alle versioni per basse temperature, e le questioni riguardanti la resistenza alle alte radiazioni, i costi e la fabbricabilità sono ancora aperte. A causa dell'infragilimento per radiazioni tipico delle leghe a base di Ni, ed a causa della scarsa resistenza a frattura e della bassa resistenza all'ossidazione, le superleghe ed i metalli refrattari probabilmente non sono applicabili agli LFR, se non con significativi miglioramenti.

Stabilità alle radiazioni

Solo per un limitato numero di leghe metalliche ed un composto ceramico sono disponibili dei dati significativi riguardo alla stabilità alle radiazioni sotto le condizioni degli LFR. Tali dati sono disponibili per gli acciai inossidabili austenitici 304 e 316. Inoltre, una lega chiamata D9 stabilizzata al Ti, simile al 316, è stata sviluppata nei programmi per reattori veloci, per massimizzare la resistenza allo "swelling" (aumento di volume dovuto ad un intenso irraggiamento di neutroni, a causa della formazione di vuoti e dislocazioni, e dell'effetto Wigner). Si ritiene che queste leghe abbiano un'adeguata resistenza alle radiazioni per i componenti a più bassa temperatura negli LFR.

Per i componenti dove la resistenza allo swelling è importante i principali candidati nelle versioni a basse temperature degli LFR sono gli acciai ferritici/martensitici. Il programma statunitense di sviluppo di cladding e condotti per i reattori veloci ha creato un esteso database delle proprietà meccaniche e della stabilità dimensionale sotto irradiazione per HT9, un acciaio 12 Cr con un'adeguata resistenza allo swelling fino a dosi di circa 200 dpa a temperature di circa 600 °C. Per usare L'HT9 in un LFR sarebbero necessarie alcune ulteriori ricerche che comprendono la verifica della possibilità di controllare la corrosione in leghe di piombo, il controllo di un'adeguata resistenza alle interazioni chimiche combustibile-cladding nei combustibili contenenti attinidi minori, stabilire le proprietà alle alte temperature nel caso di un ipotetico scenario incidentale, ed assicurare l'adeguata resistenza alla frattura alle basse temperature (< 400 °C). Inoltre, c'è la necessità di verificare l'uniformità della composizione e delle proprietà termomeccaniche del materiale per il cladding lotto per lotto, e di stabilire un controllo di qualità delle forniture di materiale e delle tecniche di saldature. Attualmente non vi sono fornitori di H9 negli Stati Uniti.

Il T91, un acciaio 9 Cr ferritico/martensitico, dispone di una quantità significativa di dati di prova relativamente all'irraggiamento, e mostra migliori proprietà di resistenza alla frattura rispetto all' HT9, ma non dispone di un database di performance rispetto alle radiazioni così esteso come l' HT9. Il T91 mostra una migliore resistenza all'irraggiamento rispetto all' HT9 principalmente a causa del minor contenuto di carbonio. In particolare, condizioni di irraggiamento sotto le quali l'HT9 sviluppa un incremento nella temperatura di transizione duttile-fragile (DBTT, Ductile-Brittle Temperature Transition) di 120-150 °C,

l'acciaio modificato 9 Cr-1 Mo sviluppa uno slittamento di soli 52-54 °C. A causa del più basso contenuto di cromo, si ritiene che la resistenza alla corrosione del T91 nelle leghe di piombo sia minore rispetto all'HT9. Dei lavori recenti hanno mostrato che l'infragilimento del T91 è strettamente correlato all'He prodotto nel materiale durante l'irraggiamento, con la temperatura di transizione che raggiunge valori superiori ai 100 °C.

E' stato effettuato un solo esperimento di irraggiamento sugli acciai di terza generazione. In quell'esperimento, due dei nuovi acciai commerciali, NF616 e HCM12A, insieme al T91 sono stati irradiati a 300 °C in un uno spettro di neutroni misto nel reattore ad alto flusso (HFR High Flux Reactor) di Petten (Olanda). Secondo questi esperimenti, la prova di resistenza di Charpy del T91 è risultata superiore a quella dei nuovi acciai, sia prima che dopo l'irraggiamento. In questo esperimento il 9Cr-1Mo modificato ha sviluppato uno scostamento maggiore di quello normalmente osservato. Non ci sono spiegazioni immediate per i forti aumenti di DBTT del T91 osservati in questo esperimento. Gli autori hanno suggerito che le variazioni di temperatura possono avere giocato un ruolo, siccome la temperatura sui provini variata da 265 °C a 312 °C.

Le proprietà tensili hanno indicato che l'NF616 ha mostrato il minore indurimento, seguito dal 9Cr-1Mo modificato, e l' HCM12A è quello che si è indurito di più. La presenza di Boro nei due nuovi acciai potrebbe essere un fattore, dato che nel flusso neutronico dell' HFR, i neutroni termici sono in grado di trasformare il ¹⁰B dell'acciaio in elio. Recentemente, studi di irradiazione di ioni effettuati sull'HCM12A a 400 °C hanno mostrato che l'HCM12A ha un indurimento simile a quello del T91. Inoltre, la concentrazione di cromo nei bordi dei grani aumenta durante l'irraggiamento, portando a regioni potenzialmente suscettibili alla corrosione, a ridosso dei bordi.

I compositi SiC-SiC hanno due problemi critici relativamente alla risposta alle radiazioni. La conduttività termica diminuisce sotto irraggiamento, quindi è necessario un lavoro per determinare se una conduttività termica minima accettabile può essere mantenuta sotto irraggiamento. Inoltre, questo materiale subisce uno "swelling" alle basse temperature (~ 120 °C) a causa dell'amorfizzazione ed alle alte temperature (~ 1000 °C) a causa del "void swelling".

In sintesi, HT9 e 316 hanno il database sugli effetti da irraggiamento più completo fra i materiali candidati agli LFR. Il T91, JNC ODS, ed i compositi SiC-SiC dispongono solo di alcuni dati, e richiedono ulteriori test di irraggiamento prima che siano qualificati per gli LFR. Per gli acciai FM avanzati sono disponibili pochi dati. I dati che occorrono maggiormente per i materiali LFR riguardano i seguenti materiali: ODS, SiC-SiC, e acciai FM avanzati come NF616 e HCM12A.

Corrosione, "stress corrosion" e infragilimento da metalli liquidi

Nel programma russo per il progetto dei reattori al piombo, sono stati effettuati degli sviluppi significativi relativamente alla comprensione ed utilizzo dei liquidi di raffreddamento nei reattori raffreddati con eutettivo piombo-bismuto. Al di fuori della Russia la tecnologia dei reattori raffreddati con leghe di piombo è ancora ad uno stadio iniziale, ma una conoscenza parziale delle esperienze russe è disponibile alla comunità dei ricercatori occidentali, ed ha rappresentato un importante contributo alle ricerche sulla corrosione. Durante gli ultimi dieci anni, vi è stato un rilevante sforzo nelle ricerche e sviluppo nel campo della corrosione in Europa, Asia e negli Stati Uniti.

La ricerca russa sui refrigeranti LBE (Lead Bismuth Eutectic) si basa sul controllo attivo dell'attività termodinamica dell'ossigeno nell'LBE per controllare la corrosione totale e la contaminazione del refrigerante. Entro questo quadro, sono stati sviluppati e provati in Russia una serie di materiali strutturali per migliorare la resistenza alla corrosione ed ottenere una durata accettabile della vita. La temperatura operativa è al di sotto di 550 °C, con la temperatura del cladding del combustibile al di sotto di 650 °C. La velocità del flusso dell'LBE viene mantenuta entro i limiti progettuali di 2 m/s, per evitare l'insorgere di fenomeni di erosione.

La tecnica del controllo dell'ossigeno, se applicata propriamente, porta alla formazione di uno strato auto protettivo di ossido sulla superficie in contatto con le leghe di piombo. Questo avviene perchè l'elemento di base (tipicamente Fe) e gli elementi leganti (Cr, Ni) di molti materiali strutturali hanno una affinità chimica maggiore verso l'ossigeno che verso i costituenti della lega refrigerante, e questi strati di ossido possono fornire una barriera all'attacco su questi metalli di base da parte del piombo o dell'eutettico piombo-bismuto

usato come refrigerante. Senza queste misure protettive, Fe, Cr e specialmente Ni hanno tutte delle solubilità non trascurabili nelle leghe di piombo, con conseguenti attacchi severi di dissoluzione. A causa della maggiore solubilità di Fe, Cr e Ni nell'LBE che nel piombo, qualsiasi problema di dissoluzione è più severo nell'LBE a parità di temperatura. Pertanto i sensori per l'ossigeno sono un importante componente nella tecnologia dei refrigeranti.

Le leghe russe più avanzate, sebbene simili ad alcune leghe occidentali, non hanno delle controparti dirette. I principali materiali di costruzione sono stati acciai austenitici simili all' AISI 304 e 316, così come un acciaio ferritico/martensitico simile all'HT9, ma le leghe russe hanno delle importanti modifiche. Una differenza importante è rappresentata dall'aggiunta di silicio per migliorare la resistenza alla corrosione.

Negli ultimi cinque anni, molti programmi internazionali hanno impiegato risorse verso il miglioramento della comprensione della corrosione nelle leghe eutettiche piombo-bismuto. Questi programmi hanno iniziato a fornire dati, con qualche risultato sparpagliato. Un sommario da parte di Zhang e Li fornisce un'eccellente visione d'insieme delle proprietà dell'LBE, dei meccanismi di corrosione, della mitigazione della corrosione, incluso il controllo dell'ossigeno, e dei modelli di corrosione. Zhang e Li riassumono la conoscenza sull'LBE come segue:


- (i) A tenori di ossigeno molto bassi, sia gli acciai austenitici che gli acciai ferritici/martensitici sono soggetti a dissoluzione, anche a basse temperature.
- (ii) Da 300 °C a 470 °C, con una sufficiente quantità di ossigeno sia sugli acciai austenitici che ferritici/martensitici si può formare uno strato di ossido protettivo.
- (iii) Per temperature al di sopra dei 550 °C, gli acciai austenitici subiscono una forte dissoluzione, e gli acciai ferritici/martensitici formano uno strato di ossido molto spesso e potenzialmente instabile. Questo spesso strato di ossido può essere suscettibile ad erosione ad alte velocità di flusso. Tra i 470 °C e i 550 °C, il comportamento della corrosione negli acciai strutturali sembra subire una transizione dall'ossidazione alla dissoluzione, e può essere accettabile usando un controllo dell'ossigeno. Furukawa et al. hanno stabilito che a queste alte temperature l'ossido di ferro cambia da magnetite a wustite, che ha una forma meno adesiva.

Gómez Briceno et al. hanno mostrato che per alte concentrazioni di ossigeno nel refrigerante, le leghe con alta concentrazione di cromo hanno una resistenza migliore alla corrosione, in quanto il cromo promuove la formazione di strati stabili di cristalli di ossido. Alternativamente, a basse concentrazioni di ossigeno, abbassare la quantità di cromo (ad es. acciai al carbonio) minimizza la dissoluzione del Cr. Inoltre, cambiare la concentrazione di ossigeno durante un test può alterare significativamente la risposta del materiale.

Come indicato da Zhang e Li, sebbene si stia imparando molto sulla corrosione in LBE, le basi tecniche per connettere la corrosione a fattori multipli sono ancora immature. Sono richieste dei miglioramenti significativi nelle aree della precipitazione e deposizione, trasporto dell'ossigeno, formazione e cinetica degli ossidi, effetti idrodinamici, composizione, microstruttura, effetti di superficie e modelli di corrosione.

Alcuni studi hanno indicato dei metodi per migliorare il controllo della corrosione. Kurata e Futakawa recentemente hanno mostrato che la lega ad alto tenore di silicio SX (Fe-18 Cr-20 Ni-5 Si) formava un ossido protettivo a 550 °C in dei test nei quali JPCA e 316 non formavano degli ossidi stabili. Il risultato è consistente con lo sviluppo ruvido della lega EP 823 in quanto l'incremento di silicio permette la formazione di uno strato stabile di SiO₂ che previene la dissoluzione. A causa di problemi per le prestazioni nucleari e per la saldabilità, il livello di silicio nella lega SX è probabilmente troppo alto, ma l'ottimizzazione del contenuto di silicio probabilmente è un aspetto critico del controllo della corrosione.

Esistono pochi dati riguardo ai metalli refrattari. Fazio et al. hanno studiato la corrosione dell'AISI 316 L, T91, W e Mo con tenori di ossigeno molto bassi (da 3.1×10^{-10} a 7.3×10^{-8} %peso) per periodi fino a 1500 ore. Con questi bassi potenziali di ossigeno, W e Mo hanno avuto delle velocità di corrosione di due ordini di grandezza inferiori a quelle degli acciai sebbene, basandosi su delle prove precedenti, non ci si aspetta la formazione di ossido protettivo con potenziali di ossigeno più alti per le leghe refrattarie. Runge et al. hanno provato la risposta alla corrosione del V-4 C3-4 Ti esposto al piombo a 650-800 °C per 1000 ore.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP2 – 042	0	L	22	95

Questa lega, che ha avuto degli sviluppi significativi nei programmi di materiali per fusione, è stata attaccata severamente.

La resistenza alla corrosione dell'HT9 o degli altri acciai ferritici/martensitici deve ancora essere provata prima che vengano scelti per il cladding. Sia le esperienze preliminari russe che gli studi preliminari statunitensi sulla corrosione indicano che possono essere richiesti elevati contenuti di silicio per fornire un'adeguata resistenza alla corrosione. Nel caso che siano richieste leghe con alti tenori di silicio, devono essere effettuati dei test di irraggiamento su tali materiali.

Degli studi iniziali sulla corrosione per il β -SiC indicano un'eccellente resistenza alla corrosione nel piombo ad 800 °C senza interazioni tra SiC e piombo. Un materiale composito Nicalon SiC-SiC è stato provato in piombo a 800 °C per 1000 ore.

Sebbene non si riportino infragilimenti da metallo liquido (LME Liquid Metal Embrittlement) nei reattori in regime di ossigeno controllato nella tecnologia russa LBE, vi sono delle evidenze sperimentali emergenti che l'LME può insorgere quando l'ossigeno diminuisce (come può succedere in condizioni operative anomale o in seguito ad incidente) o quando c'è una concentrazione significativa di idrogeno.

In conclusione, gli studi preliminari sulla corrosione indicano che il controllo dell'ossigeno può essere utilizzato come soluzione per il controllo della corrosione per i sistemi a basse temperature (~470 °C). Al di sopra di queste temperature i meccanismi di dissoluzione divengono più significativi. Sia per i metalli che per i ceramici candidati, sono richieste delle sperimentazioni e sviluppi significativi prima che sia scelto un materiale specifico, e che possa essere realizzato un database ingegneristico.

Trattamenti Superficiali


Il trattamento delle superfici è un tema di ricerca e sviluppo che viene valutato come metodo per effettuare il controllo della corrosione dei materiali in contatti con il piombo o con l'LBE. Un trattamento efficace di questo tipo fornirebbe una protezione dalla corrosione, mantenendo allo stesso tempo un'accettabile stabilità dimensionale e meccanica del metallo sotto irraggiamento.

Sono state sviluppate e provate delle soluzioni facenti uso di materiali leganti che promuovono la formazione di ossidi tenaci e protettivi (ad es. Si e Al) o di materiali e trattamenti che aumentano la resistenza alla corrosione. Le procedure di trattamento superficiale includono procedure per alluminizzare (trattamento di base FeCrAlY) le superfici acciaiuse tramite trattamento termico e processamento di fascio di elettroni (processo GepulsteElektronenStrahlAnlage (GESA)). Le prove iniziali (sia statiche che dinamiche) mostrano un'eccezionale resistenza all'LBE. Tuttavia, non è ancora chiaro il comportamento di questi materiali nel caso che la corrispondente pellicola sia danneggiata, così come non si conosce il comportamento sotto irraggiamento. C'è bisogno di effettuare delle prove in una serie di possibili

2.5 Situazione attuale dei reattori al piombo (stato dell'arte)

L'idea di sviluppare un reattore a spettro veloce refrigerato con Piombo fuso, o una sua lega, non è recente. Sebbene inizialmente presa in considerazione nei paesi occidentali sin dagli anni 50', l'applicazione della relativa tecnologia venne frenata dalle difficoltà legate alla natura fortemente corrosiva di tali refrigeranti.

Già a quell'epoca negli USA vennero condotti studi sull'utilizzo di metalli liquidi pesanti (HLM), come il Piombo (Pb) o una lega eutettica Piombo-Bismuto (LBE), come fluidi di raffreddamento per reattori veloci. Negli anni 60', avendo come obiettivo principale la conversione di materiale fertile in fissile (breeding), si affermò tuttavia la tendenza a preferire il Sodio come refrigerante primario per via della maggiore densità di

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP2 – 042	0	L	23	95

potenza raggiungibile con questo fluido refrigerante con conseguente riduzione dei tempi di duplicazione, un aspetto, come si è già detto, ritenuto importante a quell'epoca.

A partire dagli stessi anni 50', ed a seguire fino agli 80', questa tecnologia venne invece attivamente sviluppata in Unione Sovietica nel campo specifico della propulsione militare sottomarina.

Più recentemente, è sorto un rinnovato interesse in Occidente per tale tecnologia, sia per sistemi critici, nonché per sistemi subcritici supportati da un acceleratore (ADS). Parallelamente, l'interesse nell'ex Unione Sovietica, principalmente in Russia, si è mantenuto forte andando ben oltre il limitato campo originale della propulsione sottomarina.

Nei paragrafi seguenti verranno descritte le principali fasi di sviluppo, passato e presente, degli LFR.

2.5.1 Primi reattori al Piombo per applicazioni militari

Come già accennato, le prime realizzazioni di reattori LMFR di cui si abbia notizia sono nel campo della propulsione navale della marina militare russa.

In particolare, un primo programma di studio russo su reattori nucleari veloci fu avviato nel 1947 presso l'istituto di Fisica ed Ingegneria di potenza (IPPE, Institute of Physics and Power Engineering) di Obninsk sotto la supervisione di A. Lejpunskij (1903-1972).

Questi svilupperà in quegli anni il progetto per un reattore nucleare al piombo denominato VT-1. Un reattore prototipo di questo tipo (27/VT) da 70 MWth, montato a terra presso l'istituto IPPE, raggiunse la prima criticità e successivamente la piena potenza nel 1959.

Altri due prototipi sperimentali di questo reattore verranno poi impiegati, per la prima volta, nel sistema di propulsione del sottomarino (innovativo per l'epoca) K-27, la cui unica unità della classe, varata nell'Aprile del 1962, entrò in servizio nell'Ottobre 1963.


Il reattore VT-1, classificabile come *reattore intermedio* cioè con spettro neutronico tra i 0,025 e i 1000 eV, utilizzava come refrigerante una miscela eutettica Piombo-Bismuto (metallo liquido). La potenza sviluppata da ciascuno dei reattori installati a bordo del K-27 era di 73 MWt, con due turbine da 17.500 Hp ciascuna. In tal modo il K-27 era in grado di raggiungere la velocità i 30.2 nodi in immersione (14.7 in superficie).

Nonostante i reattori VT-1 presentassero diversi problemi sin dai primi test di criticità, le sperimentazioni sul K-27 vennero condotte per circa 5 anni. Durante una prova in mare, il 24 maggio 1968, in uno dei reattori a bordo si manifestò una repentina ed inattesa perdita di potenza. Gas radioattivi vennero rilasciati in sala macchine con conseguente innalzamento del livello di radiazioni nella nave di circa 1,5 grays/h. Nel vano tentativo di riparare i danni in navigazione, nove membri dell'equipaggio persero la vita a causa delle radiazioni assorbite.

Si verificò poi che la radioattività fu dovuta principalmente a radiazione gamma e neutroni termici, con aggiunta di radiazione alfa e beta, generata dal rilascio nel compartimento reattore di Radon e di altri isotopi gassosi di Iodio, Cesio, Xenon e Krypton. Inoltre, circa un quinto del nocciolo rimase insufficientemente refrigerato con conseguenti rotture nelle guaine del combustibile e rilascio di prodotti di fissione nel refrigerante primario.

Messo in disarmo nella baia di Gremikha nel Giugno 1968, il K-27 venne utilizzato per ulteriori sperimentazioni fino al 1973. Queste compresero, dopo l'iniziale raffreddamento dei due reattori VT-1, anche il riavvio del reattore collocato a dritta della nave fino al 40% della potenza nominale. Si pensò anche alla possibilità di rimuovere i reattori VT-1 danneggiati e sostituirli con i ben più collaudati LWR, ma l'operazione fu valutata economicamente troppo onerosa e tecnicamente inutile vista la sopraggiunta entrata in servizio di unità più moderne nella marina sovietica.

Nel Febbraio 1979 il K-27 venne ufficialmente dismesso e nell'estate del 1981 la sala macchine venne riempita con una speciale miscela solidificante di alcol furfurilico e bitume allo scopo di sigillare il compartimento reattori ed evitare la dispersione in mare di contaminanti radioattivi. Il 6 Settembre del 1982, la nave venne infine affondata al largo delle coste dell'arcipelago di Novaya Zemlya su un fondale di qualche decina di metri appena, malgrado la normativa internazionale dell'IAEA prescrivesse l'affondamento di simili navigli a profondità non inferiori ai 3000 metri.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP2 – 042	0	L	24	95

Un'indagine del Settembre 2006 condotta dal Ministero Russo delle Emergenze, basata sull'esame di campioni di flora, fauna ed acqua marina prelevati nel sito dell'affondamento, ha evidenziato un livello di radioattività stabile.

Più recentemente, nel Settembre 2012, è stata diffusa la notizia che il K-27 necessiterebbe di essere riportato in secca in quanto il vessel si starebbe deteriorando a tal punto da rendere serio il pericolo di possibili fuoriuscite di materiale radioattivo.

L'esperienza acquisita sulla costruzione ed esercizio del reattore VT-1 permise alla marina militare sovietica di sviluppare i sottomarini della Classe Alfa, entrati in servizio tra la fine degli anni 70' ed i primi anni 80' e dismessi a metà degli anni 90'. L'apparato propulsivo era affidato ad un singolo reattore LMFR, questa volta di 155 MWt per una potenza elettrica di 30-35 MWe prodotta da due turbine da 40-47.000 hp, sempre refrigerato con una miscela eutettica Piombo-Bismuto. Con l'uso del LMFR, i progettisti valutarono di poter alleggerire la nave di circa 300 ton rispetto ai tradizionali LWR. Grazie a questo ed all'adozione di uno scafo in Titanio, i sottomarini della Classe Alfa potevano superare la velocità di 40 nodi (75 Km/h) in immersione, un primato per l'epoca.

I reattori adottati erano di due tipi, denominati OK-550 e BM-40A, e richiedevano un sistema di riscaldamento per evitare la solidificazione del metallo liquido refrigerante. Sistemi di riscaldamento esterni si rivelarono insoddisfacenti tanto da indurre a mantenere i reattori in funzione anche quando i sottomarini erano ormeggiati alla fonda. Fu inoltre necessario prevedere un impianto speciale per la produzione di vapore surriscaldato per mantenere liquido il metallo refrigerante quando i reattori erano spenti.

Ancora, venne condotto un vasto programma di ricerca e sviluppo sulla tecnologia del refrigerante HLM e sui materiali, ponendo particolare attenzione agli aspetti legati al controllo chimico del metallo liquido, per evitare la formazione di ostruzioni (plugging) dovute alla presenza di scorie, e per migliorare la resistenza alla corrosione dei componenti interni, realizzati con acciai specificamente sviluppati allo scopo.

Nel complesso, dopo un primo sottomarino prototipo denominato "Progetto 645", vennero costruiti sette sottomarini nucleari della classe alfa (705/705K). Inoltre, un secondo prototipo, designato KM-1 e dislocato a terra, venne messo in funzione presso l'Istituto di Ricerca Tecnico Scientifica A. P. Aleksandrov (NITI) a Sosnovy Bor nel 1978. Il programma di sviluppo dei sottomarini della Classe Alfa fu segnato, tra gli altri, da una serie di incidenti all'apparato propulsivo nucleare:

- nell'Aprile 1972, durante la navigazione, il reattore dell'unità prototipo K-64 rimase pressoché distrutto in un incidente che comportò la solidificazione del metallo liquido refrigerante. La nave venne demolita sei anni più tardi;
- l'8 aprile 1982, durante una crociera operativa, si verificò la fuoriuscita di metallo liquido dal reattore dell'unità K-123. Il sottomarino fu posto in riserva e rimase in riparazione fino al 1992. Fu necessario sostituire l'intero compartimento reattore;
- nel 1982 il reattore dell'unità K-316 venne distrutto a seguito dell'accidentale spegnimento del sistema di riscaldamento del refrigerante primario;
- nel 1985 il reattore dell'unità K-473, alla vigilia della sua seconda crociera operativa, ebbe un guasto che comportò la fuoriuscita del metallo liquido dal circuito di raffreddamento primario, che finì per raggiungere il quarto compartimento della nave

2.5.2 Recenti sviluppi in Russia (BREST 300, SVBR-75)

Gli anni 90' hanno visto crescere un rinnovato interesse in Russia per reattori nucleari veloci, ad uso civile, basati sull'impiego di Piombo o Piombo-Bismuto come refrigerante primario. In quel periodo sono stati sviluppati il progetto BREST, acronimo russo per reattore veloce raffreddato a Piombo, ed il progetto SVBR, acronimo russo per reattore veloce refrigerato a Piombo-Bismuto.

BREST 300

BREST-300 è concepito come reattore polivalente, per la produzione di energia elettrica, il bruciamento e la produzione di Plutonio, la produzione di radioisotopi per uso industriale e medico e la trasmutazione di prodotti di fissione ed attinidi a lunga vita generati nell'esercizio del reattore.

La modalità operativa principale di questo reattore è la produzione di energia a potenza nominale, pur essendo previsto anche il funzionamento a potenza ridotta.

E' dotato di un vessel metallico multi-compartmento semi-integrato con sistemi di raffreddamento sia di tipo a piscina che a circuito.

Il vessel sviluppa 19 m di altezza con un diametro di 5.5 m alla base e di 11,5 m alla sommità. La parte superiore larga del vessel è separata dalla sua più stretta parte centrale da una struttura cilindrica che forma una camera anulare, all'esterno della parte centrale del vessel stesso. In questa disposizione semi-integrata, il generatore di vapore (SG) e le pompe primarie di circolazione sono collocati nella camera anulare, fuori della parte centrale del vessel

La griglia di elementi di combustibile è composta da 121 celle quadrate, delle quali 114 sono occupate da barre di combustibile e 7 da tubi guida. L'altezza attiva del combustibile nel nocciolo è di 1.1 m con una zona superiore di 0.9 m per il gas-plenum.

Il contenuto di plutonio e attinidi minori (MA) è del 13% in peso. Il rivestimento del combustibile consiste di un tubo a parete sottile in acciaio ferritico-martensitico al 12% di cromo. Ha un'elevata resistenza alla corrosione da Piombo, con swelling limitato e soddisfacenti caratteristiche di resistenza e scorrimento viscoso (creep) in funzione della temperatura.

I diametri esterni delle guaine utilizzate come rivestimento nella parte centrale, mediana e periferica del nocciolo sono, rispettivamente, di 9.1, 9.6 e 10.4 mm.

La Figura 8 mostra uno schema del reattore.

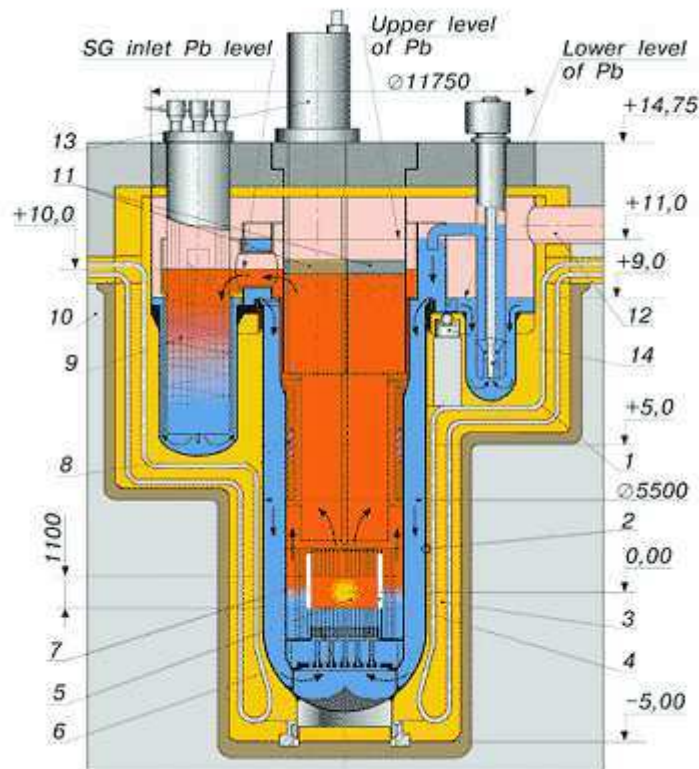



Figura 8 Sezione verticale Reattore BREST

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP2 – 042	0	L	26	95

Il SVBR-75 è stato progettato come unità compatta modulare da installarsi nei compartimenti per generatori di vapore dei reattori VVER-440.

Le caratteristiche principali sono:

- reattore di tipo a piscina
- sistema a due loop per la rimozione del calore di decadimento (DHR) mediante circolazione naturale
- vessel di protezione
- sottoelementi di combustibile senza involucro
- produzione di vapore saturo dai GV
- pompe principali di circolazione con motore a bassa velocità, tenute a gas e potenza inferiore a 500 kW
- possibilità di riparare e/o sostituire tutti i componenti interni del reattore
- ricarica completa dell'intero nocciolo in una sola fermata
- possibilità di bruciamento policombustibile (UO₂, MOX con MA, combustibile a nitruri) con lo stesso progetto di reattore

I principali parametri dell'impianto sono:

- potenza termica nominale: 280 MWt
- Produzione di vapore: 580 t/h
- Pressione di vapore saturo: 9.5 MPa
- Temperatura dell'acqua di alimento: 240.9 °C
- Portata primaria del fluido di raffreddamento: 11760 kg/s
- Temperature di ingresso/uscita del refrigerante primario: 320/482 °C
- Dimensioni (diametro/altezza) del nocciolo: 1.645/0.9 m
- Numero delle barre di combustibile: 12114
- Numero delle barre di controllo: 37
- Densità di potenza media nel nocciolo: 140 MW/m³
- Densità di potenza media lineare dell'elemento di combustibile: 24.3 kW/m
- Intervallo di ricarica (refueling): 8 anni
- Carica di UO₂ nel nocciolo (massa/arricchimento): 9144 Kg / 16.1%
- Numero delle pompe primarie: 2
- Volume di liquido di raffreddamento (Piombo-Bismuto) nel reattore: 18 m³
- Dimensioni esterne del reattore (diametro/altezza): 4.55/7.55 m

In Figura 9 è illustrato uno schema del reattore.

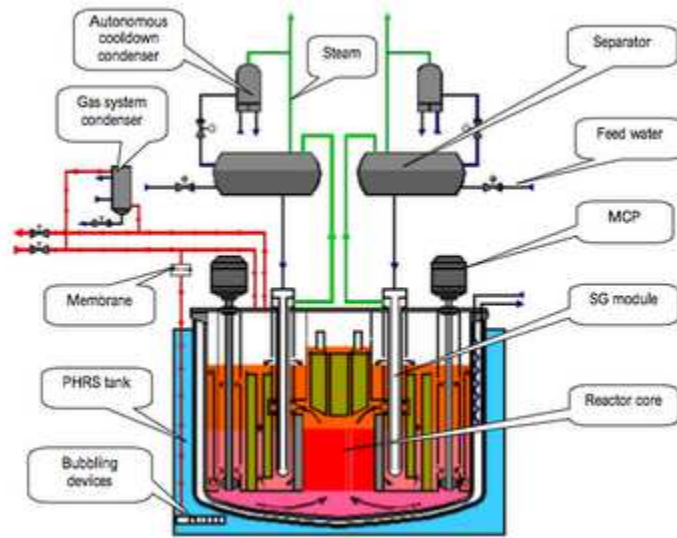


Figura 9 Sezione verticale Reattore SVBR 75

2.5.3 MYRRHA

Il Belgian Nuclear Research Centre SCK•CEN sta lavorando da diversi anni al progetto di MYRRHA, che è concepito come un sistema Accelerator Driven (ADS), in grado di operare in modalità critica e sotto-critica.

Un sistema Accelerator Driven è costituito da una sorgente di neutroni creata accoppiando un acceleratore di protoni, una sorgente di spallazione, ed un core sottocritico. Il principale vantaggio di un ADS è il core di fissione non-critico, ossia un core che non può sostenere autonomamente una reazione a catena di fissione. L'acceleratore è il pilota del sistema ADS, e fornisce i protoni ad alta energia che sono usati nella sorgente di spallazione per creare i neutroni che a loro volta alimentano il core sotto-critico.

Una caratteristica essenziale di un ADS è la sua sicurezza intrinseca: il reattore viene spento nel momento stesso in cui viene spento il fascio di protoni.

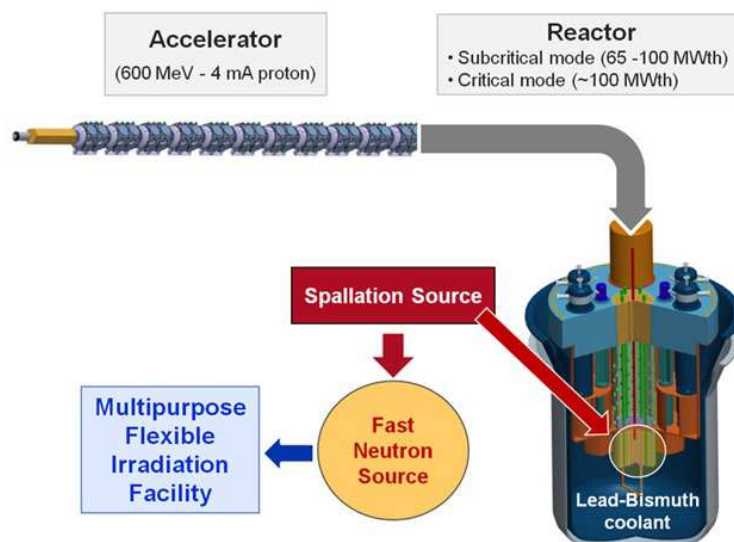


Figura 10 Schema Reattore MYRRHA

Le caratteristiche di MYRRHA sono le seguenti:

- Fascio di protoni di 2.1 MW (600 MeV - 3.5 mA)
- Bersaglio di spallazione e refrigerante a metallo liquido pesante (Eutettico piombo-bismuto)
- 50 - 100 MW di potenza termica

MYRRHA è un reattore di ricerca a spettro veloce flessibile capace di operare in modalità critica e sotto-critica. Contiene un acceleratore di protoni di 600 MeV, un bersaglio di spallazione ed un combustibile misto plutonio-ossido di uranio (MOX), raffreddato da una lega piombo-bismuto.

Le sue caratteristiche progettuali vanno incontro al bisogno internazionale di effettuare una graduale transizione verso reattori a spettro veloce. Come diretta conseguenza dell'uso di uno spettro veloce, risulta necessaria un'alta densità di potenza, e quindi un core compatto; pertanto il foro centrale che ospita il bersaglio di spallazione dovrebbe essere di dimensioni ridotte (~ 10 cm). Riguardo al liquido di raffreddamento, si è optato per una lega eutettica piombo-bismuto, a causa della bassa temperatura di fusione (~ 124.5 °C), che permette di mantenere il sistema primario ad una temperatura di funzionamento relativamente bassa.

Le dimensioni compatte del core permettono di avere un diametro del foro che ospita il bersaglio di soli 88 mm. Unitamente alle proprietà del fascio di protoni, questo valore porta ad una densità del fascio di 65 $\mu\text{A}/\text{cm}^2$. È stato proposto una soluzione progettuale "windowless", ossia senza una separazione fisica tra la linea di accelerazione del fascio e il metallo liquido bersaglio.

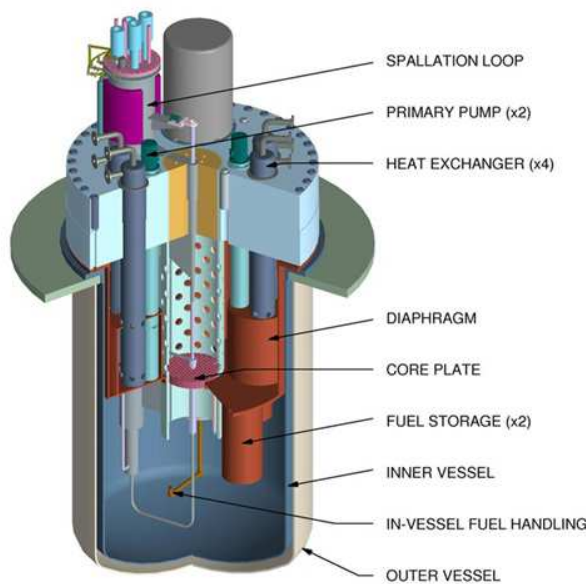



Figura 11 Spaccato del Reattore MYRRHA

Per questo primo tipo di ADS a media scala, è stato considerato appropriato un livello di sottocriticità di 0.95.

Riguardo al combustibile, è stata scelta la tecnologia MOX vista l'ampia esperienza maturata in Europa, ed in particolare in Belgio. Basandosi sulla disponibilità e sull'esperienza qualificata maturata, si è considerato di raggiungere un livello massimo di arricchimento del plutonio del 35%.

Per trarre profitto dall'inerzia termica fornita da un grande volume di refrigerante, si è optato per un sistema pool-type (a piscine), nel quale i componenti del circuito primario (pompe, scambiatori di calore, apparecchiature per la movimentazione del combustibile, etc.) sono inseriti dall'alto in penetrazioni del contenimento. Si prevede che l'inserimento del combustibile avvenga dal basso, diversamente dall'approccio classico dei reattori veloci al sodio. Le ragioni dietro questo approccio riguardano principalmente il

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione ADPFISS – LP2 – 042	Rev. 0	Distrib. L	Pag. 29	di 95
--	--	------------------	----------------------	-------------------	-----------------

mantenimento di una grande flessibilità per le apparecchiature sperimentali caricate dall'alto, e secondariamente, dal punto di vista della sicurezza, il fatto che tutte le strutture, incluso il modulo di spallazione, sono messe in loco prima di iniziare il caricamento del core.

Il sistema primario di MYRRHA dovrà essere installato in un ambiente con ventilazione controllata. Non è stato possibile utilizzare installazioni preesistenti, dato che non erano compatibili con il sistema di movimentazione remota. Pertanto dovrà essere costruito un nuovo edificio nel sito del SCK•CEN Mol.

Le caratteristiche principali di MYRRHA sono illustrate nella seguente Tabella 4 .

Tabella 4 Dati principali Reattore MYRRHA

Main characteristics	MYRRHA	Unit
Core power	50-100	MW _{th}
Active core average power density	250	W/cm ³
Accelerator energy	600	MeV
Accelerator current	3.5	mA
Coolant type	LBE	-
Total flux (hottest pin)	4.7E+15	n/cm ² /s
Fast flux above 0.75 MeV (hottest pin)	1.01E+15	n/cm ² /s
Dpa(/350 EFPD's) (hottest pin)	45	-
Ppm He/dpa (hottest pin/target zone)	3.8/6.4	-
Irradiation volume (8 In-Pile Sections)	3700*8	cm ³
Inlet temperature	270	°C
Coolant delta T	130	°C
Velocity (fuel rod)	1.9	m/sec
Temperature at cladding surface	500	°C
Maximum linear power	370	W/cm

MYRRHA è progettato come una facility flessibile per spettri di irraggiamento veloci. Questo significa che uno spettro di neutroni veloci è disponibile in ogni locazione del reattore, ed in ognuna di esse possono essere inseriti elementi di combustibile per un particolare esperimento. In questo modo l'intero volume del reattore può essere utilizzato per effettuare sperimentazioni in condizioni simili a quelle reattore, essendo soggetto ad uno spettro di neutroni veloci, ed in contatto con il liquido piombo-bismuto alle temperature di esercizio.

MYRRHA potrà ospitare almeno 8 sezioni in-pile (IPS) (per un volume totale di $8 \times 3700 \text{ cm}^3$) con un caricamento del core ottimizzato per ottenere le migliori condizioni di irraggiamento nell'IPS. In queste IPS, di solito a doppia parete, può essere presente un diverso refrigerante (Na, NaK, He, H₂O) con diverse condizioni di pressione e temperatura, ottimizzate per il carburante/materiale caricato nell'IPS.

Le IPS sono di solito strumentate per seguire le condizioni di irraggiamento che sono state ottimizzate nell'IPS scegliendo l'appropriato refrigerante ed una temperatura indipendente dall'ambiente MYRRHA. Il contenuto di alcune di queste IPS può essere caricato/scaricato durante il funzionamento del reattore.

2.5.4 SSTAR (Small Secure Transportable Autonomous Reactor)

Il progetto SSTAR è un reattore di piccola taglia (scalabile da 10 a 100 MWe) concepito negli Stati Uniti sulla base delle seguenti caratteristiche:

- Un nocciolo sigillato e di lunga durata (15 - 30 anni) che non prevedesse il refueling in sito
- Trasportabilità dell'intero nocciolo e del vessel via mare o via terra
- Interventi degli operatori e manutenzione ridotti al minimo
- Controllabilità locale e in remoto
- Necessità di infrastrutture per l'installazione nel sito ridotte al minimo

- Limitato impatto per quanto riguarda l' operabilità e la sicurezza dell'impianto

Questi requisiti hanno portato al progetto di un reattore dimostrativo, a spettro neutronico veloce, a circolazione naturale raffreddato al piombo , di 20 MWe (45 MWt) per realizzare impianti che potessero essere connessi anche in reti di estensione limitata, come ad esempio si trovano nei Paesi in via di sviluppo, o comunque per soddisfare le esigenze di comunità isolate o ristrette. E' previsto che il nocciolo sia sigillato e che abbia una durata di circa 30 anni, dopodiché venga sostituito integralmente con un nocciolo "fresco"; ciò, oltre che diminuire i costi di refueling, presenta degli innegabili vantaggi per quanto riguarda il controllo della produzione e della gestione di materiali nucleari che possano avere importanza militare (non proliferazione delle armi nucleari). In Figura 12 riportato lo schema di massima preconettuale dell' SSTAR.

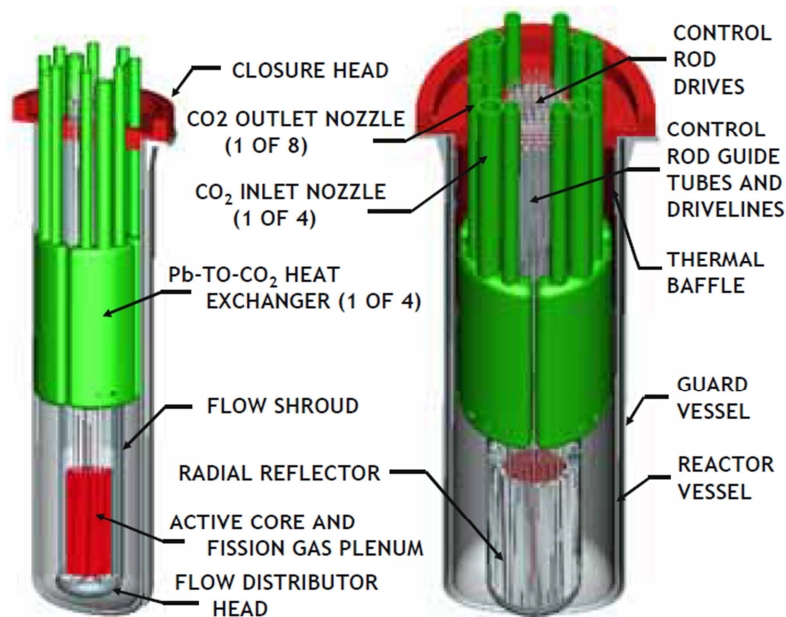


Figura 12 Schema di massima del reattore SSTAR

Come accennato in precedenza il reattore di dimensioni limitate è contenuto all'interno di un vessel di alto 12 metri con un diametro di 3.2. Il nocciolo è costituito da elementi di combustibile con barrette di grandi dimensioni (2.5 cm di diametro) tenute da griglie saldate ai tubi guida delle barre di controllo.

Quattro scambiatori di calore provvedono al trasferimento del calore dal piombo alla anidride carbonica che opera in un ciclo Brayton supercritico alla temperatura di 552°C e con una pressione di 20 MPa. La scelta di questa soluzione per la conversione dell'energia consente l'adozione di turbomacchine molto compatte limitando i costi di costruzione e trasporto dell'impianto.

E' previsto inoltre che il reattore possa seguire autonomamente il carico elettrico senza l'intervento delle barre di controllo.

Di seguito sono riassunte le principali caratteristiche dell' SSTAR:

Tabella 5 Dati principali Reattore SSTAR

Refrigerante	Piombo
Combustibile	Transuranic Nitride arricchiti in N ₁₅
Arricchimento, %	% zone radiali TRU/HM 1.7/3.5/ 17.2/19.0/20.7
Durata prevista del nocciolo, anni	30
Temperature di ingresso/uscita nocciolo, °C	420/567
Circolazione del refrigerante	Convezione naturale

Rendimento medio (di picco) del combustibile MWd/Kg	81 (131)
Temperatura di picco nel combustibile, °C	841
Temperatura delle guaine del combustibile, °C	650
Diametro della barretta di combustibile, cm	2.5
Rapporto combustibile/volume del refrigerante	0.45/0.35
Dimensioni attive del nocciolo, altezza /diametro, m	0.976/1.22
Ciclo di conversione	Ciclo Brayton supercritico con CO ₂

2.5.5 ELSY (European Lead-Cooled System)

Il progetto ELSY, finanziato da EURATOM nell'ambito del VI Programma Quadro, riguardava lo studio per la realizzazione di un reattore a spettro neutronico veloce raffreddato al piombo da 600 MWe³ che rispettasse i requisiti di sicurezza previsti dalla Generation IV. Tale progetto mirava inoltre alla riduzione delle scorie radioattive mediante bruciamento all'interno del reattore. Strutturalmente ELSY era un reattore a piscina raffreddato a piombo puro in circolazione forzata, con un'efficienza termica intorno al 40% (Figura 13).

L'adozione della circolazione forzata era dovuta all'esigenza di limitare la quantità (e quindi il peso) del refrigerante e di conseguenza le dimensioni del vessel previste intorno ai 10 metri di altezza per 12 metri di diametro. Quattro pompe primarie alimentavano due generatori di vapore ognuna. I generatori di vapore, in numero di otto, erano collocati all'interno del contenitore principale.

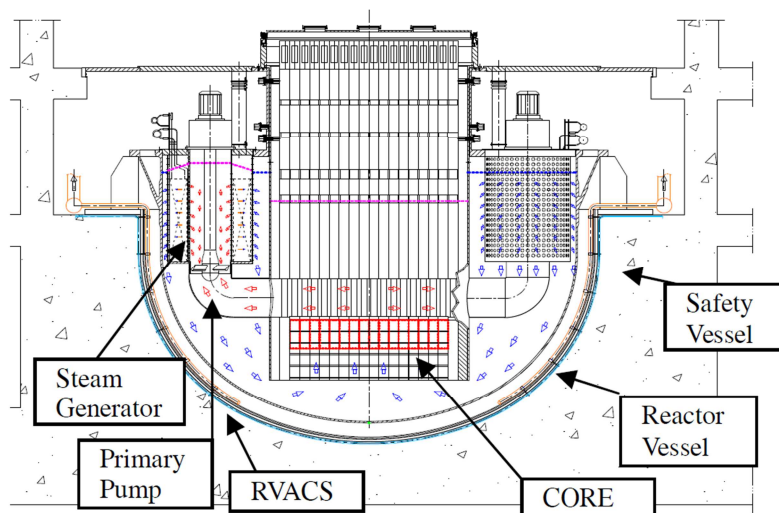


Figura 13 ELSY Primary system configuration

Per quanto riguarda la rimozione del calore di decadimento residuo, questa era affidata ad un sistema (Reactor Vessel Air Cooling System, o RVACS) con scambiatori di calore a tubi ad U disposti attorno al

³ Cinotti, L., *et al.*, "The ELSY Project", Paper 377, Proceeding of the International Conference on the Physics of Reactors (PHYSOR), Interlaken, Switzerland, 14-19 September, 2008.

vessel (Figura 14). Il sistema è concepito per funzionare in modo passivo, ma mentre era sufficiente nel caso di reattori di piccola taglia, nel caso di ELSY doveva essere affiancato da ulteriore sistema a quattro loop per almeno un mese dallo spegnimento del reattore.

Il combustibile previsto era una miscela di ossidi misti di Uranio e Plutonio (MOX). Per quanto attiene la configurazione dell'impianto non era prevista la presenza di un circuito di raffreddamento intermedio. Per il circuito primario il progetto prevedeva una temperatura del piombo di 400°C in ingresso nel core e di 480°C all'uscita, mentre per la parte convenzionale dell'impianto, l'adozione di un ciclo di Rankine supercritico, con vapore a 240 bar e temperatura di 450°C, avrebbe consentito un rendimento superiore al 40%.

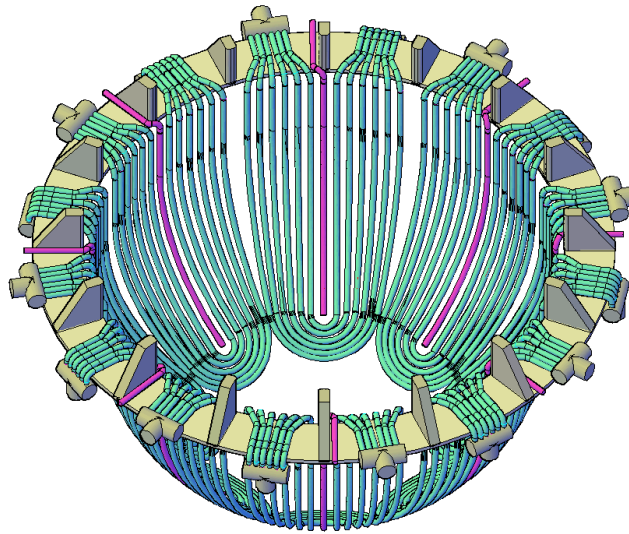



Figura 14 ELSY RVACS (Reactor Vessel Air Cooling System)

Di seguito sono riassunte le principali caratteristiche del reattore ELSY:

Tabella 6 Dati principali Reattore ELSY

Power, MWe	600
Thermal efficiency %	42
Primary coolant	Pure lead
Primary coolant circulation (at power)	Forced
Primary coolant circulation for DHR	Natural
Core inlet temperature (°C)	400
Core outlet temperature (°C)	480
Fuel	MOX with and without MA
Neutron spectrum	Fast
Fuel pin diameter, (mm)	10.5
Fuel cladding temperature (max) °C	~ 550
Active core dimensions Height/ equivalent diameter, (m)	0.9/4.32

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP2 – 042	0	L	34	95

Fuel column height. (mm)	900
N° Fuel Assemblies (FA)	162
FA geometry	Open (wrapperless)
FA pitch, (mm) .	294
N° fuel pins / FA	428
Fuel pin pitch at 20°C, (mm)	13,9 square
Enrichment, (%wt HM)	14.54/17.63/20.61 Pu, three radial zones
Power conversion system	Water-superheated steam at 18 MPa, 450°C
Primary/secondary heat transfer system	Eight Spiral-Tube SGs

Evoluzione del progetto ELSY

Il progetto ELSY è stato completato nel 2010 e l'EURATOM, nell'ambito del 7° Programma Quadro, ha varato il progetto LEADER (Lead-cooled European Advanced Demonstration Reactor) dove, sulla base dei risultati conseguiti con il progetto ELSY, è stato deciso di sviluppare il progetto ELFR (European Lead-cooled Fast Reactor) che ne è, per molti versi, la continuazione. E' stato inoltre deciso di definire la configurazione di un impianto dimostrativo su scala ridotta ALFRED (Advanced Lead Fast Reactor European Demonstrator).

2.5.6 ALFRED


Nel quadro delle collaborazioni europee e internazionali per lo sviluppo di impianti nucleari innovativi, sotto il triplice profilo della competitività economica, della sicurezza e del contenimento della produzione di scorie radioattive, il progetto LEADER (Conceptual Design for Lead Cooled Fast Reactor) di durata triennale (Apr 2010 - Set 2013) vede la partecipazione di 16 organizzazioni europee sotto il coordinamento dell'Ansaldo Nucleare italiana. Tre sono i principali obiettivi del progetto:

- approfondita analisi dei risultati del precedente progetto ELSY, al fine di definire la configurazione di un possibile reattore europeo veloce al piombo ELFR (European Lead Fast Reactor);
- individuazione di uno schema definitivo ELFR da utilizzare come impianto di riferimento;
- sulla base dello schema di riferimento, progetto concettuale di un impianto in scala per il reattore dimostrativo veloce refrigerato al Piombo ALFRED (Advanced Lead Fast Reactor European Demonstrator) da 300 MWt (125 MWe).

Nel suo insieme, il progetto LEADER è articolato in 7 WP (Work Package):

- WP1 - SCK CEN : Design Objectives and Specification
- WP2 - ENEA : Core design
- WP3 - ANSALDO: Conceptual design
- WP4 - EA : Instrumentation, control/protection systems
- WP5 - KIT-G : Safety and transient analysis
- WP6 - KIT-G :Lead Technology
- WP7 - KTH : Education and Training

si baserà sulle esperienze acquisite nei seguenti centri di ricerca:

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP2 – 042	0	L	35	95

- EU Labs – test sulla corrosione, sulle caratteristiche dei materiali, sulla termo-idraulica et al. (già in corso);
- GUINEVERE – impianto a potenza zero (operativo dal 4 Feb 2011);
- MYRRHA – impianto pilota europeo LFR (SCK•CEN - Mol) da 100 MWt;
- ELECTRA – centro di preparazione ed addestramento per LFR (KTH - Svezia)

e mirerà alla realizzazione dei seguenti impianti di potenza:

- ALFRED : impianto dimostratore LFR da 125 MWe
- PROLFR : prototipo industriale da 300/400 MWe
- ELFR - FOAK : LFR di potenza da 600 Mwe

ALFRED costituisce dunque una tappa fondamentale sulla via dello sviluppo di un LFR commerciale europeo. I tempi previsti per le varie fasi del programma sono schedulati come segue:

- 2010-2013: progetto concettuale (LEADER)
- 2013-2016: progetto di base, scelta del sito e pre-licensing
- 2016-2019: progetto dettagliato e procedura di licensing
- 2019-2025: costruzione dell'impianto

Dopo l'avvio del progetto LEADER, sono stati successivamente stipulati i seguenti memorandum d'intesa (MoU: Memorandum of Understanding) con organizzazioni esterne a quelle inizialmente partecipanti:

- Ottobre 2010: LFR MoU firmato tra Giappone ed Euratom
- Luglio 2011: LFR MoU firmato con la Russia
- Febbraio 2012: MoU firmato tra Italia e Romania per stabilire regole e passi per la costituzione di un consorzio internazionale per il progetto e la costruzione dell'impianto ALFRED con la proposta di un sito di riferimento rumeno.

A quest'ultimo riguardo, la proposta di un sito rumeno per ALFRED è stata sostenuta anche dal primo ministro rumeno, Victor Ponta, intervenuto al convegno "Nuclear 2012" tenutosi nel Maggio 2012 presso l'INR (Istituto Rumeno per le Nuove Tecnologie, Pitesti, Romania).

Il progetto dovrà per quanto possibile basarsi sull'utilizzo di tecnologie commerciali per accelerare l'iter realizzativo. Anche le soluzioni relative agli aspetti di sicurezza dovranno essere particolarmente collaudate ed affidabili per snellire la procedura di licenziamento dell'impianto. In particolare, per garantire i livelli di sicurezza attesi, il sistema di rimozione del calore residuo (DHR) dovrà essere basato sul concetto di sicurezza passiva, con attuazione attiva, ma operazione passiva.

ALFRED è sostanzialmente concepito come un reattore a piscina della potenza termica di 300 MWt (125 MWe) raffreddato con Piombo. Nel normale esercizio, il refrigerante è posto in circolazione da otto pompe primarie, ciascuna collocata all'interno di un generatore di vapore. L'insieme degli otto generatori di vapore trova posto all'interno del vessel in una configurazione radiale attorno al nocciolo.

In condizioni di emergenza, il raffreddamento del nocciolo è assicurata dalla circolazione naturale del Piombo.

Il nocciolo è costituito da 171 elementi di combustibile a struttura esagonale. Il controllo del reattore è attuato tramite dodici barre di controllo e 4 di sicurezza, inserite per galleggiamento dal basso nelle normali condizioni operative, e da un sistema ad azionamento pneumatico dall'alto in condizioni di emergenza.

La Figura 15, Figura 16, e Figura 17 illustrano alcuni componenti significativi del progetto e la Tabella 7 riassume le principali caratteristiche dell'impianto.

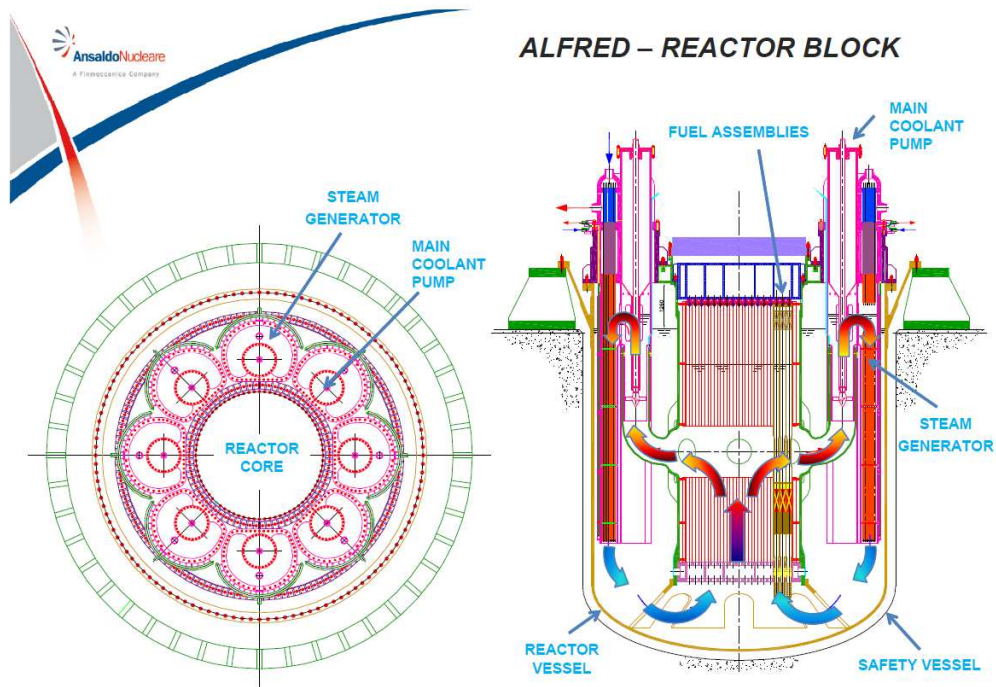


Figura 15 Sezioni Reattore ALFRED

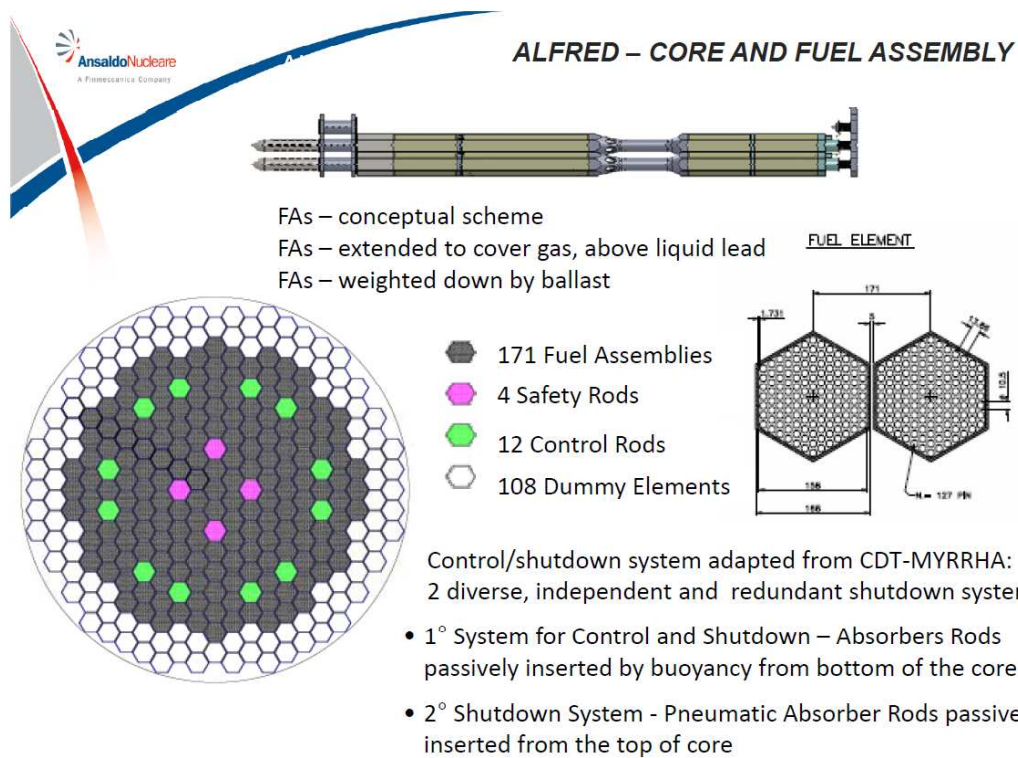


Figura 16 Nocciolo Reattore ALFRED

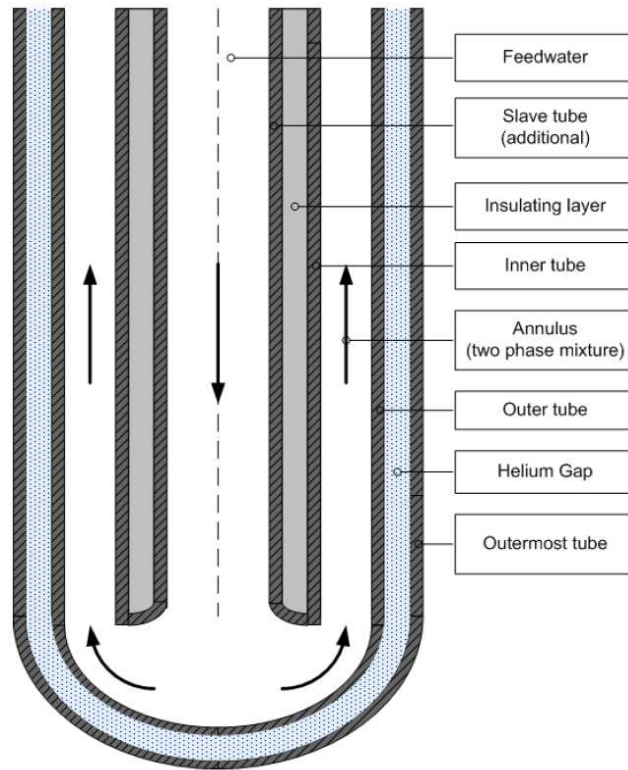


Figura 17 Dettaglio del Generatore di Vapore

Tabella 7 Principali parametri di riferimento del progetto ALFRED

Refrigerante primario	Piombo puro
Tipo di combustibile	MOX
Potenza termica	300 MWt
Potenza elettrica	125 MWe
Rendimento d'impianto	41%
Sistema primario	tipo compatto a piscina
Circolazione refrigerante primario: - in condizioni operative normali - in condizioni di emergenza	tramite pompe di circolazione circolazione naturale
T ingresso/uscita del nocciolo	400/480 °C
Elemento di combustibile	esagonale, avvolto appesantito con zavorra a pompe spente fissato da molle con pompe in funzione
T _{max} della camicia in normali condizioni	550 °C
Caduta max di pressione nel nocciolo	0.1 MPa (30 min grace time for ULOF)
Sistema di spegnimento primario	barre di assorbimento con galleggiamento idrostatico:

	sistema di controllo/spengimento con inserzione passiva dal fondo
Sistema di spegnimento secondario	barre di assorbimento con attuazione pneumatica : sistema di spegnimento con inserzione passiva dall'alto
Generatori di vapore	Integrati nel vessel del reattore, con tubi a baionetta a doppia parete
Sistema di rimozione del calore residuo (DHR)	doppio sistema DHR passivo (attuazione attiva, operazione passiva) con condensatori di isolamento

2.6 Aspetti di sicurezza intrinseca, attiva e passiva

Per sicurezza passiva di un reattore nucleare si intende in genere tutto l'insieme delle caratteristiche di sicurezza dell'impianto che, senza richiedere azioni dirette dell'operatore o interventi di retroazione attiva (ovvero, con assorbimento di energia dall'esterno) del sistema di protezione e controllo, siano in grado di riportare l'impianto in condizioni di sicurezza in caso di emergenza (solitamente per surriscaldamento dovuto ad una perdita completa o parziale del fluido refrigerante).

Per altro, quando invece si parla più propriamente di reattori a sicurezza intrinseca, ci si riferisce ad impianti che facciano affidamento, in massima misura, sulla ingegnerizzazione di componenti, concepiti in modo che il loro comportamento atteso in base alle leggi fisiche tenda a rallentare, piuttosto che accelerare, la reazione nucleare in circostanze incidentali.

Entrambi questi approcci sono in contrasto con il progetto di alcuni tipi di reattore, per lo più di vecchia concezione, nei quali la reazione nucleare tendeva rapidamente ad accelerare al crescere della temperatura (coefficiente di reattività positivo con la temperatura), e per i quali era dunque richiesto un intervento automatico del sistema di controllo, oppure manuale dell'operatore, per evitare il danneggiamento del nocciolo. In tal senso, per questo tipo di impianti si parla di sicurezza attiva, in quanto basata quasi esclusivamente su sistemi a funzionamento attivo.


In sostanza, la definizione di reattore a "sicurezza passiva" ha più a che vedere con la strategia adottata per garantire un certo grado di sicurezza che non con la descrizione del livello di sicurezza vero e proprio raggiunto.

Il grado di sicurezza passiva di un reattore dipenderà quindi dai criteri utilizzati per valutare il livello di sicurezza stesso.

I progetti più recenti tendono comunque ad adottare sempre più sistemi di sicurezza passiva, riducendo la necessità di quelli a sicurezza attiva. In tal senso, i progetti attuali possono essere considerati più sicuri di quelli precedenti.

Di fatto, non esistono impianti a sicurezza passiva o intrinseca ma solo componenti di sicurezza ad intervento passivo o intrinseco.

Come esempio di un sistema di sicurezza con componenti "passivamente sicuri", possiamo considerare il contenimento primario di un qualsiasi reattore nucleare. In questo caso, componenti "passivamente sicuri" sono i muri di cemento e il rivestimento in acciaio ma, al fine di garantire la funzione di contenimento, devono comunque intervenire dei sistemi attivi il cui funzionamento può eventualmente dipendere da una sorgente esterna di energia: è il caso, ad esempio, delle valvole che assicurano la chiusura delle tubazioni al di fuori del contenimento, o dei segnali retroattivi sullo stato del reattore al sistema di strumentazione e controllo (I&C).

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP2 – 042	0	L	39	95

Sin dal 1991, l'Agenzia Internazionale per l'Energia Atomica (IAEA) ha definito una classificazione del grado di "sicurezza passiva" dei componenti in quattro categorie, indicate da A a D a seconda che il sistema non faccia uso di:

- alcun fluido motore;
- alcuna parte meccanica in movimento;
- alcun segnale “intelligente” di ingresso;
- alcuna forza motrice o alimentazione elettrica esterna

In funzione di queste quattro caratteristiche, le quattro categorie di sicurezza passiva sono state definite come segue:

- (1+2+3+4): in categoria A rientra la camicia di combustibile, prima barriera di contenimento, che non fa ricorso ad alcuna delle caratteristiche di cui sopra; è progettata per sigillare al suo interno il combustibile ed i relativi prodotti di fissione e di poter essere aperta solo presso l'impianto di ritrattamento.
- (2+3+4): in categoria B rientra, ad esempio, la “surge line” di un PWR, che collega la gamba calda con il pressurizzatore per controllare la pressione del circuito primario tramite il movimento di un fluido motore nel momento in cui occorre.
- (3+4): in categoria C rientrano, come esempio, gli accumulatori di un PWR, per il cui intervento non è richiesto alcun segnale dell'operatore o alimentazione esterna. Una volta che la pressione nel circuito primario scende al di sotto del set point delle valvole a molla dell'accumulatore, queste si aprono automaticamente e l'acqua è iniettata nel circuito primario mediante azoto compresso.
- (solo 4): nella categoria D rientra il sistema di SCRAM del reattore, la cui attuazione richiede lo spostamento di fluidi motore, il movimento di parti meccaniche e la trasmissione di segnali comandati da operatore, ma non la disponibilità di forze esterne: in un PWR, ad esempio, le barre di controllo scendono per gravità una volta liberate dai loro blocchi magnetici.

All'atto pratico, le soluzioni ingegneristiche per la sicurezza nucleare non è detto siano così semplici ed affidabili: sempre nel caso esemplificativo dello scram di un PWR, le barre di spegnimento (shutdown), una volta rilasciate, potrebbero rimanere bloccate per via di deformazioni dei tubi guida in particolari situazioni incidentali (terremoto, parziale fusione del nocciolo). Ciò dimostra che un sistema a sicurezza passiva, anche se azionato correttamente, potrebbe ugualmente non svolgere la sua funzione.


Nel caso specifico, la soluzione generalmente adottata prevede che l'inserimento di un ridotto numero di barre sia già sufficiente per attuare un efficace spegnimento del reattore.

Esempi di sistemi di sicurezza con componenti a sicurezza passiva possono per altro essere individuati in quasi tutti gli impianti nucleari in esercizio (come già detto, il contenimento e gli accumulatori nei PWR, o i sistemi per la soppressione della pressione nei BWR).

L'approccio alla sicurezza passiva nei reattori di nuova generazione spesso volte si è limitato a garantire che le funzioni di sicurezza siano assicurate senza l'intervento di organi in movimento (pompe) e che tutti i relativi componenti attivi (generalmente I&C e valvole) siano attuati tramite alimentazione elettrica indipendente (batterie).

Al riguardo, linee guida sviluppate dall'IAEA sottolineano come la sicurezza passiva non possa essere semplicemente sinonimo di affidabilità o disponibilità, e ancor meno di sola adeguatezza garantita delle funzioni legate alla sicurezza (safety related), anche se diversi fattori potenzialmente negativi possono essere più facilmente contrastati attraverso la progettazione passiva (tra questi, in senso lato, anche la percezione del pubblico).

D'altra parte, progetti che prevedano un controllo attivo delle variabili permettono una attuazione molto più precisa delle funzioni di sicurezza, cosa particolarmente auspicabile in situazioni incidentali.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP2 – 042	0	L	40	95

Parametri importanti di riferimento per il funzionamento di un reattore, come i coefficienti di reattività per la temperatura e per i vuoti, in genere sono riferiti, rispettivamente, alla risposta termodinamica ed a quella per il cambiamento di fase nel processo di scambio termico del moderatore neutronico.

In linea col concetto generale enunciato all’inizio di questo paragrafo, reattori in cui il processo di scambio termico avvenga in condizioni operative caratterizzate da un coefficiente di vuoti negativo sono definiti a *sicurezza intrinseca*. Va comunque osservato che una condizione di funzionamento anomala o incidentale potrebbe potenzialmente alterare il processo e portare il reattore in situazione *insicura*. Dovrebbe allora essere previsto l’intervento di un sistema a sicurezza passiva atto a garantire un coefficiente di vuoti negativo, a prescindere dalle condizioni in atto nel reattore.

2.6.1 Aspetti di sicurezza nei reattori LFR

Nel caso degli LFR, le caratteristiche fisiche del Piombo garantiscono di per sé una serie di vantaggi dal punto di vista dell’esercizio e sicurezza dell’impianto:

- Elevata massa atomica (207)
- Ridotta sezione d’urto di assorbimento neutronico
- Elevato punto di ebollizione (1737 °C)
- Chimicamente inerte con l’aria e l’acqua
- Nessuna reazione chimica che possa portare alla formazione di Idrogeno
- Buone proprietà di scambio termico
- Alta capacità di ritenzione dei prodotti di fissione
- Elevata densità (10,5 gr/cm³ a 400 °C)

Vediamo ora in dettaglio come queste caratteristiche impattino sul funzionamento e la sicurezza del reattore.

L’elevata massa atomica ed la ridotta capacità di assorbimento neutronico rendono il Piombo liquido un mezzo a bassa moderazione neutronica con alte capacità schermanti. Tutto questo permette di mantenere uno spettro neutronico “duro” nel nocciolo, a tutto vantaggio del migliore sfruttamento del combustibile, che avrà un ciclo di vita più lungo per il contemporaneo bruciamento di buona parte degli Attinidi Minori (MA). Nel caso di ELSY il contenuto di MA all’equilibrio si aggira attorno ai 310 Kg (con un BR~1).

Le scarse capacità moderanti del Piombo consentono inoltre di distanziare opportunamente le barrette di combustibile nella griglia di nocciolo, in modo da ridurre le perdite di carico attraverso il nocciolo che potrà così essere facilmente refrigerato per circolazione naturale (sicurezza passiva). Sempre nel caso di ELSY, la perdita di carico nel nocciolo, valutata attorno ad 1 bar, permette di prevedere il funzionamento del sistema DHR (Decay Heat Removal) in circolazione naturale.

L’elevato punto di ebollizione del Piombo, associato ad una bassa tensione di vapore, consente di mantenere il circuito primario a pressione atmosferica, risolvendo in gran parte i problemi legati a possibili LOCA (Loss Of Coolant Accident) ed evitando la eventuale pressurizzazione del sistema di contenimento primario. Pur essendo i vapori di Piombo fortemente tossici, la loro bassa tensione superficiale ne impedisce di fatto il rilascio. Nel caso di ELSY è stato calcolato che nel volume di gas di 28 m³ sovrastante il reattore dovrebbero trovarsi circa 2 mg di Piombo a 500°C, con una concentrazione del vapore saturo di Piombo attorno a 70 µg/m³ (pressione di vapore saturo di 0,002 Pa); un valore largamente inferiore a quello ammesso, di 150 µg/m³, per la qualità dell’aria nelle città italiane.

Ancora, il fatto che il circuito primario non sia pressurizzato consente una più semplice operazione del reattore, evitando la necessità di un simultaneo controllo di temperatura, pressione e livello, cosa invece richiesta negli LWR.

Rispetto a questi ultimi, inoltre, negli LFR è possibile accettare un aumento di temperatura del refrigerante di alcune centinaia di gradi da sfruttare eventualmente per una retroazione di reattività e per l’attuazione dei sistemi passivi di spegnimento e di rimozione del calore residuo.

Infine, l'ebollizione del Piombo, che avviene ad una temperatura ben superiore al punto di fusione dei materiali strutturali (acciai et al) del nocciolo, rende superfluo prendere in considerazione una simile eventualità nelle analisi di sicurezza degli LFR.

Il fatto che il Piombo non interagisca chimicamente con l'aria e l'acqua evita tutti i rischi derivanti dall'eventuale produzione di Idrogeno, tipica della reazione $Zr-H_2O$ ad alta temperatura negli LWR, che può dar luogo ad esplosioni. Questo permette di evitare la necessità di un circuito di scambio termico intermedio tra primario e secondario (tipico degli SFR) con una conseguente maggiore semplicità e compattezza dell'impianto. E' inoltre possibile utilizzare fluidi di raffreddamento ordinari, come acqua o aria, per i sistemi di rimozione del calore residuo (DHR e RVACS: Reactor Vessel Air Cooling System), come previsto per ELSY.

Il Piombo possiede buone capacità di scambio termico, in virtù degli elevati valori del calore specifico e dei coefficienti di espansione termica. Questo permette, come già si è detto, la rimozione del calore residuo tramite circolazione naturale: nel caso di ELSY si valuta che, dopo l'arresto delle pompe primarie, la circolazione naturale dovrebbe stabilmente instaurarsi ad un livello della potenza di decadimento attorno al 6% del valore nominale.


In aggiunta a questo, va osservato che il Piombo, rispetto ad altri possibili refrigeranti, è in grado di immagazzinare una maggiore quantità di energia termica per unità di volume, senza alcuna energia potenziale legata ad effetti di comprimibilità del fluido o a possibili interazioni chimiche. La Tabella 8 illustra un confronto specifico tra acqua, Sodio e Piombo:

Tabella 8 Confronto Acqua,Sodio, Piombo

From ICAPP 2011, Paper 11465 Effect of Potential Energy Stored in Reactor Facility Coolant on NPP Safety and Economic Parameters <i>G.I. Toshinsky, O.G. Komlev, I.V. Tormyshev</i>			
STORED POTENTIAL ENERGY FOR DIFFERENT COOLANTS			
Coolant	Water	Sodium	Lead, Lead-bismuth
Parameters	P = 16 MPa T = 300 °C	T = 500 °C	T = 500 °C
Maximal potential energy, GJ/m³, including:	~ 21,9	~ 10	~ 1,09
Thermal energy	~ 0,90	~ 0,6	~ 1,09
<i>including compression potential energy</i>	~ 0,15	None	None
Potential chemical energy of interaction	With zirconium ~ 11,4	With water 5,1 With air 9,3	None
Potential chemical energy of interaction of released hydrogen with air	~ 9,6	~ 4,3	None

Questo aspetto è particolarmente importante sotto il punto di vista della sicurezza dell'impianto quando si consideri che:

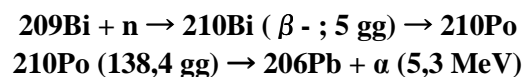
- il miglioramento dei livelli di sicurezza di impianti dotati di reattori di tipo tradizionale (LWR, in cui l'energia potenziale è immagazzinata in quantità rilevante) richiede l'aumento dei numero dei sistemi di sicurezza e delle barriere di difesa in profondità;

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP2 – 042	0	L	42	95

- tali misure possono soltanto ridurre la probabilità di eventi incidentali severi e mitigarne le conseguenze, ma non possono eliminarle del tutto in presenza di grandi quantità di energia potenziale;
- in reattori caratterizzati da grandi quantità di energia potenziale accumulata nel refrigerante primario, incidenti che comportino la perdita di tenuta del circuito primario o il cedimento di una delle barriere protettive, possono dar luogo a catastrofici rilasci di radioattività all'esterno dell'impianto.

Tutte queste considerazioni vengono evidentemente meno nel caso dei reattori LFR, nel cui refrigerante primario non è immagazzinata alcuna, o quasi, energia potenziale.

Altra caratteristica importante del Piombo è la sua alta capacità di ritenzione dei prodotti di fissione, grazie alla sua proprietà di formare composti con Iodio e Cesio. Questo permette di ridimensionare sensibilmente il termine di sorgente nelle analisi di sicurezza post-incidentali, quando si prevede possano essere rilasciati prodotti di fissione volatili. Inoltre è importante notare che il Piombo puro, rispetto alle miscele eutettiche Piombo-Bismuto (LBE), consente un abbattimento di almeno 4 ordini di grandezza della produzione dell'isotopo ^{210}Po , un pericoloso emettitore α (da 5.3 MeV) con tempo di dimezzamento relativamente breve (138.4 giorni). La minima produzione residua di ^{210}Po è dovuta alle tracce di Bi, spesso presenti nel Piombo, o alla cattura neutronica da parte dell'isotopo ^{208}Pb . Il Polonio è di fatto generato dal solo Bismuto secondo un processo di cattura neutronica:



La densità del Piombo ($10,58 \text{ g/cm}^3$ a 400°C) è prossima a quella del combustibile nucleare. Questo previene il rischio, in caso di fusione del nocciolo, di compattazione del combustibile con possibile ritorno alla criticità e danneggiamento del vessel. Per di più, a differenza di quanto avviene in qualsiasi altro tipo di reattore, l'eventuale fusione del nocciolo tende naturalmente a non propagarsi in un LFR alimentato con ossidi misti (MOX).

L'elevata densità del piombo consente inoltre l'attuazione passiva delle barre di controllo, il cui inserimento è progettato per avvenire dal basso sotto la spinta di galleggiamento.

Dal punto di vista della sicurezza, lo svantaggio legato alla ridotta velocità di inserzione delle barre è contenuto. Anche assumendo conservativamente che le barre di controllo siano di acciaio pieno, ovvero del solo materiale costituente a più alta densità, l'accelerazione cui sono soggette sotto la spinta idrostatica è pari a circa il 40% dell'accelerazione di gravità, con un allungamento del tempo di inserzione non superiore al 60% di quello necessario per una barra equivalente in caduta libera nel vuoto. Va per altro sottolineato che, nella situazione reale, l'accelerazione è molto più alta di quanto qui ipotizzato, per via della presenza nelle barre di controllo di B_4C e di una zona vuota (entrambe di densità largamente inferiore all'acciaio) e per effetto di trascinamento del Piombo in circolazione.

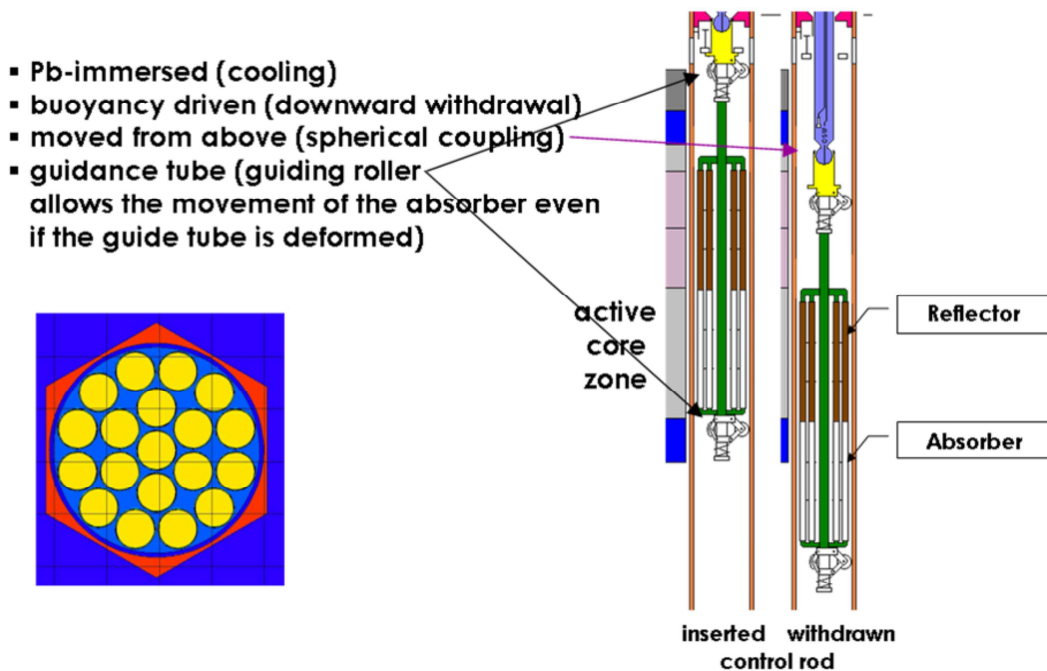


Figura 18 Barre di controllo di nocciolo di reattore refrigerato al Pb

Alla luce di queste considerazioni, risulta chiaro che le barre di controllo possono essere progettate per essere inserite nel nocciolo dal basso, con la posizione estratta giusto al di sotto della regione attiva del nocciolo.

Ciò implica comunque che, in caso di espansione assiale del nocciolo, spinto verso il basso dalla dilatazione del vessel interno e dalla struttura degli elementi di combustibile, la dilatazione differenziale delle guide delle barre di controllo implica un inserimento parziale di queste nella regione attiva (diversamente dall'estrazione parziale tipica dei sistemi di controllo posizionati sopra il nocciolo), assommando un ulteriore contributo di reattività negativa ad altri effetti, pure negativi, di retroazione fisici e geometrici (che invece potrebbero essere controbilanciati da una reattività positiva).


Una condizione incidentale di riferimento, i cui effetti vanno considerati nel progetto del nocciolo di un LFR, è quella dovuta al possibile svuotamento del liquido refrigerante nella regione attiva. I relativi effetti, sinora indagati principalmente per gli SFR, sono commisurato al coefficiente di reattività dei vuoti nel refrigerante primario.

Le ipotesi in genere assunte per la valutazione di questo parametro prevedono lo svuotamento completo della sola regione attiva, assumendo invece le zone del riflettore assiale e radiale ancora piene di refrigerante. Lo scenario corrispondente è quindi associato alla ebollizione di massa del refrigerante nella regione in cui si verifica la produzione di calore.

Le caratteristiche principali del nocciolo di un tipico SFR comprendono:

1. efficace rimozione del calore
2. alta velocità di flusso refrigerante attraverso il nocciolo
3. canali di refrigerante piuttosto stretti (ovvero: ridotta frazione di volume del refrigerante)
4. elevato effetto moderatore
5. elevato effetto di assorbimento neutronico
6. coefficiente di reattività dei vuoti positivo (del valore di diversi \$)

Diversamente, le caratteristiche principali del nocciolo di un tipico LFR prevedono:

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP2 – 042	0	L	44	95

7. minore capacità di rimozione del calore
8. bassa velocità di flusso refrigerante attraverso il nocciolo
9. canali di refrigerante piuttosto larghi (ovvero: alta frazione di volume del refrigerante)
10. basso effetto moderatore
11. basso effetto di assorbimento neutronico
12. coefficiente di reattività dei vuoti positivo (del valore di diversi \$)

Poiché moderazione e assorbimento sono proprietà fisiche, la principale strategia utile di progetto per ridurre il coefficiente globale di vuoti in un LFR consiste nella diminuzione dell'altezza attiva del nocciolo, in modo da:

- A. infittire le barre di combustibile, e quindi ridurre la frazione di volume del refrigerante;
- B. ridurre il buckling⁴ assiale, e quindi aumentare la dispersione durante lo svuotamento. Tale strategia può consentire una riduzione significativa (di un fattore da 2 a 3) del coefficiente di vuoti.

Occorre comunque valutare se per un LFR abbia senso parlare di completo svuotamento del liquido di raffreddamento della sola regione attiva. Al riguardo si può osservare quanto segue:

- come già riferito, l'ebollizione del refrigerante può essere fisicamente esclusa in un LFR, in quanto il punto di ebollizione del Piombo è al di sopra del punto di fusione dell'acciaio;
- lo svuotamento della zona attiva può essere ipotizzato in caso di rottura di tutte le barre di combustibile, rilasciando tutti i prodotti gassosi di fissione (GFP) per formare una bolla estesa a tutto il nocciolo. Resta il dubbio che questo scenario possa essere realmente verosimile senza coinvolgere, per lo meno, il riflettore di Piombo superiore;
- resta inoltre da dimostrare se l'intera regione attiva sia passibile di una iniezione massiva di vapore a causa di un SGTR, senza coinvolgere il riflettore di Piombo inferiore (insieme a quello radiale e superiore).

Escludendo quindi l'ebollizione del refrigerante, in tutti gli altri casi, anche accettando la remota possibilità di un completo svuotamento della regione attiva, occorre considerare anche il possibile svuotamento delle regioni che circondano il nocciolo, come le zone assiali di ingresso/uscita e la regione alla periferia radiale. Diversi scenari devono essere pertanto presi in considerazione, combinando gli effetti sulla reattività dello svuotamento delle diverse regioni. Nei progetti tipici degli LFR, lo svuotamento della regione attiva, assieme ad una delle zone di cui sopra, porta ad un complessivo effetto negativo sulla reattività, in funzione dell'aumento delle perdite neutroniche conseguente alla riduzione della riflessione del Piombo.

Per gli LFR sembra perciò più appropriato parlare soltanto di effetti dovuti allo svuotamento locale o parziale (nel senso di effetti legati alla densità) del refrigerante nel nocciolo. In entrambi i casi potrebbe verificarsi un incremento di reattività (a seconda delle regioni interessate allo svuotamento ed alla variazione, positiva o negativa, della densità del Piombo) in grado di generare scenari incidentali meritevoli di essere valutati e studiati attentamente.

In ogni caso, un coefficiente di reattività dei vuoti del refrigerante, nei termini sin qui descritti, non è direttamente rappresentativo di alcuno scenario incidentale fisico, non avendo quindi senso per un LFR.

⁴ In un reattore nucleare, la criticità si raggiunge quando il tasso di perdita di neutroni è uguale a quello produzione di neutroni. Il buckling geometrico è una misura della dispersione dei neutroni, mentre il buckling del materiale è una misura della produzione di neutroni al netto dell'assorbimento. Così, nel caso più semplice di un reattore omogeneo in condizioni stazionarie il buckling geometrico e quello del materiale devono essere uguali.

In conclusione, possiamo riassumere come segue le considerazioni sin qui discusse sulla sicurezza intrinseca degli LFR:

- impossibilità di ebollizione del refrigerante e, quindi, dello svuotamento del nocciolo;
- la spinta di galleggiamento esercitata dal Piombo sulle barre di controllo, ne permette il posizionamento in sicurezza al di sotto della regione attiva;
- per migliorare le caratteristiche di sicurezza degli LFR nelle analisi di sicurezza potrebbe essere necessario valutare i coefficienti di reattività da un punto di vista più fisico, includendo i meccanismi più elementari, ognuno legato alla corretta temperatura di riferimento.

2.6.2 Il concetto di reattore adiabatico e gli aspetti di “security” negli LFR

Un aspetto importante nello sviluppo di nuovi progetti per reattori nucleari riguarda l’ottimizzazione e la gestione sostenibile del combustibile nucleare in un possibile scenario internazionale. Di fatto, i reattori nucleari di nuova generazione dovrebbero non solo contribuire a risolvere il problema energetico, legato alla domanda di energia in continua crescita ed al progressivo esaurimento dei combustibili fossili, ma anche a salvaguardare l’ambiente evitando la produzione di scorie a lunga vita che necessitano di depositi geologicamente stabili. In tal senso, tra le tipologie possibili GEN IV, gli LFR sono considerati tra i migliori.

Pensando appunto alla sostenibilità dell’energia nucleare, è stato sviluppato il concetto di equilibrio nucleare stazionario, poi generalizzato nella definizione dello stato di equilibrio “esteso”, consistente nel mantenimento di una composizione isotopica costante del combustibile durante le varie fasi di irraggiamento in pila, raffreddamento, ritrattamento e fabbricazione (escludendo l’Uranio). La Figura 19 illustra complessivamente il concetto.

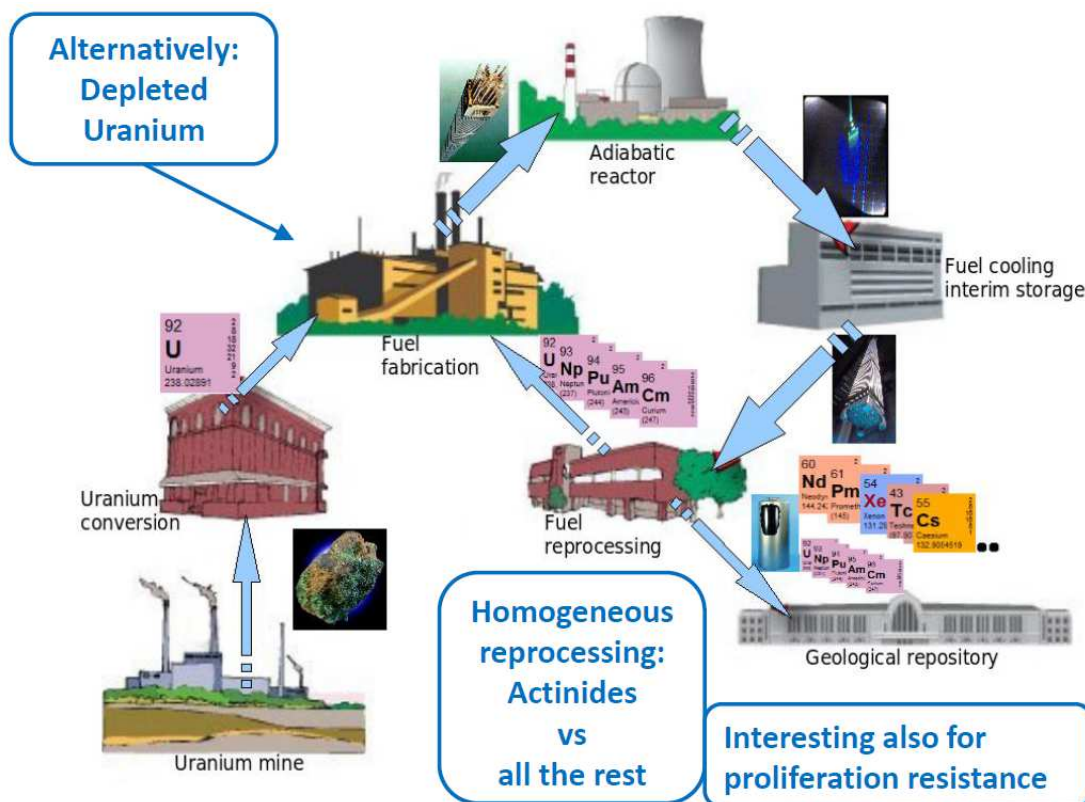


Figura 19 Ciclo del Combustibile con reattori LFR

Sulla base del concetto di equilibrio esteso, è stata quindi sviluppata la teoria del reattore adiabatico, mirata al progetto di un reattore che non scambi con l'ambiente alcun materiale energeticamente pregiato (da cui il termine "adiabatico"), in particolare Plutonio e Attinidi Minori, con evidenti ricadute positive anche dal punto di vista della "security" (resistenza alla proliferazione di materiale fissile) dell'impianto.

L'esercizio "adiabatico" di un reattore può essere realizzato caricando il nocciolo con combustibile in equilibrio, ovvero tale da compensare ogni fissione con un processo di fertilizzazione per trasmutazioni successive, in modo da convertire quindi tutto l'Uranio soltanto in energia e prodotti di fissione. Va comunque osservato che la chiusura effettiva del ciclo del combustibile presuppone un reattore in grado di operare con combustibile la cui composizione sia quella derivante dal ritrattamento dei propri rifiuti.

E' a questo punto necessario ripensare lo schema logico di progetto dei noccioli nucleari, partendo dalla definizione della composizione di equilibrio del combustibile e subordinando a quest'ultimo l'intero progetto del nocciolo.

Questo nuovo approccio progettuale è già stato applicato in taluni studi finalizzati alla progettazione del nocciolo di un reattore adiabatico veloce al Piombo in conformità col layout complessivo del sistema ELSY. Come schematicamente riportato nella Figura 20 un nocciolo adiabatico come quello di ELSY brucia i suoi stessi Attinidi Minori (MA).

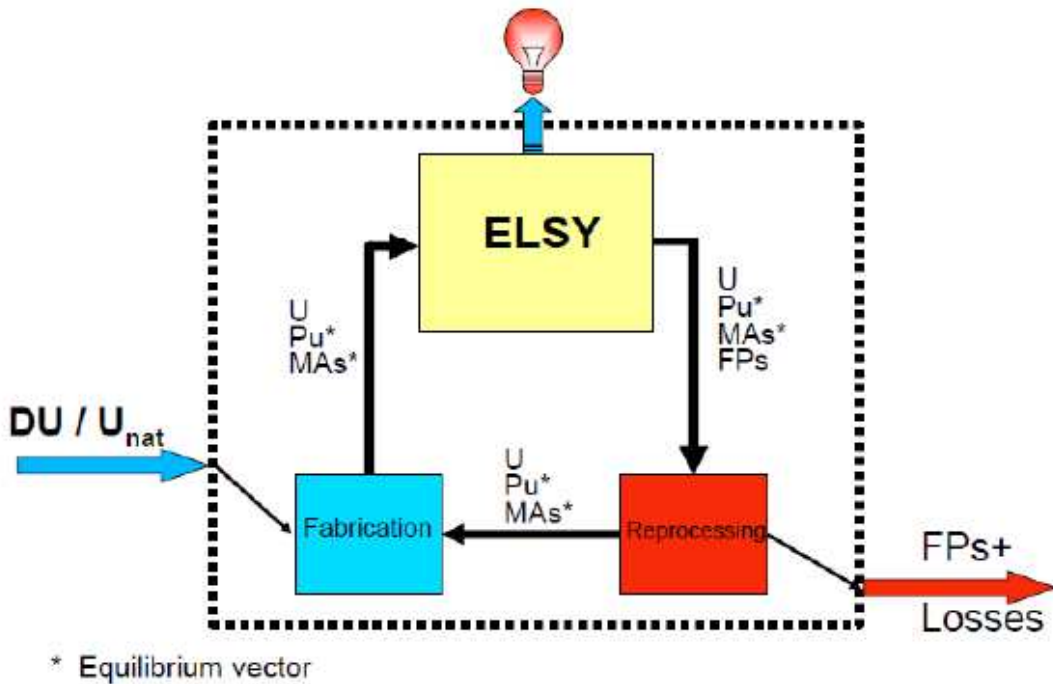



Figura 20 Ciclo del Combustibile con bruciamento Attinidi Minori

Lo spettro di neutroni duro, tipico di un LFR, permette una bassa concentrazione di equilibrio degli Attinidi Minori (MA) nel combustibile, nonché una iso-fertilizzazione con una moderata concentrazione di Plutonio:

Elemento	%
U	80.6
Pu	18.1
MAs	1.3

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP2 – 042	0	L	47	95


Ad esempio, nel caso del progetto ELFR, la composizione del combustibile all'equilibrio non altera apprezzabilmente i parametri di sicurezza nel caso adiabatico rispetto a quelli all'avviamento (start-up):

Parametro	ELFR adiabatico	ELFR Start-up
β_{eff} [pcm]	320	340
Doppler constant [pcm]	-760	~ -900

Come si è già discusso in precedenza, progettare un reattore intrinsecamente sicuro significa, tra le altre cose, prevedere ampi canali di refrigerazione nel nocciolo, in modo da permettere alla circolazione naturale di superare le piccole perdite di carico attraverso il nocciolo. Da un punto di vista neutronico, le proprietà del Piombo consentono di far fronte alla maggiore frazione di volume del liquido di raffreddamento, mantenendo al contempo uno spettro neutronico duro.

Grazie allo spettro neutronico duro, in un nocciolo raffreddato al Piombo, viene attivata gran parte delle reazioni di fissione a soglia dei materiali fissionabili, determinando una bassa concentrazione di equilibrio degli MA nel combustibile.

In definitiva, un nocciolo in equilibrio può quindi essere concepito e gestito senza inficiare le prestazioni di sicurezza.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP2 – 042	0	L	48	95

3 Scenari di simulazione ingegneristica

3.1 Simulazione di transitori operazionali

Gli unici LFR finora entrati effettivamente in esercizio sono quelli al Pb-Bi adottati dalla marina militare russa, operativi fino ai primi anni 90'. Per ovvi motivi di riservatezza, non sono disponibili informazioni sulle procedure operative di tali reattori. D'altra parte, tutti i progetti in itinere per futuri impianti LFR sono in uno stadio prematuro rispetto allo sviluppo delle relative procedure operative; un aspetto, questo, ancora di là da venire e che potrà essere concretamente affrontato soltanto a valle della definizione di un progetto esecutivo.

Tuttavia, dalle informazioni disponibili sull'esercizio dei reattori veloci già sperimentati, in particolare gli SFR, è possibile estrapolare qualche considerazione generale su quelli che dovrebbero essere i problemi generali da affrontare per la definizione delle procedure operative di un LFR.

Va subito detto che l'esperienza acquisita nell'esercizio dei reattori SFR refrigerati al Sodio potrebbe avere una certa valenza nello sviluppo di procedure per reattori raffreddati con miscela eutettica Pb-Bi, la cui temperatura di fusione (125°C) non è lontana, operativamente parlando, da quella del Na (98°C). Inoltre, pur essendo il punto di ebollizione del Pb-Bi (1750°C) ben più alto di quello del Na (883°C), si ha comunque in entrambi i casi un largo margine operativo rispetto al possibile insorgere di flusso bifase.


Diversamente, nel caso degli LFR refrigerati a Piombo puro, il punto di fusione (327°C), ben più alto rispetto al Sodio, rende l'esperienza pregressa sugli SFR solo marginalmente esportabile. Anche qui, l'elevato punto di ebollizione (1749°C) del Pb puro esclude di fatto l'evenienza di un flusso refrigerante bifase.

Ad un livello ancora più generale, è inoltre possibile pensare di riutilizzare, almeno in parte, l'esperienza operativa acquisita nella gestione degli impianti LWR ad acqua leggera. A parte le naturali differenze di sistema, le procedure operative di un LWR fanno specifico riferimento a delle condizioni di impianto che possono avere una valenza generale per qualsiasi reattore. Al riguardo si consideri la lista seguente delle procedure previste per un tipico PWR Westinghouse a 3 loop di seconda generazione (Maanshan, Taiwan):

- GOP01: Primary Plant Heatup – Cold shutdown to hot shutdown
- GOP02: Primary Plant Heatup – Hot shutdown to hot standby
- GOP03: Primary Plant Heatup and Startup – Hot standby to 2% power
- GOP04: Plant Operations greater than 2% power to 100%
- GOP05: Shutdown – Power reduction from 100% to 2%
- GOP06: Load changes between 40% and 100%
- GOP07: Inverse count rate ratio plot (versus control rod position)
- GOP08: Heat balance calculation (for adjusting Nuclear Instrum. System)
- GOP09: Critical rod position/Boron concentration calculation
- GOP10: Shutdown – from 2% to hot standby
- GOP11: Cooldown – Hotstandby to hot shutdown
- GOP12: Cooldown: - Hot shutdown to refueling mode (mant cold shutdown)
- GOP13: Shutdown margin determination
- GOP14: Reference reactivity data calculation
- GOP15: Secondary plant – Heatup and startup

Da queste procedure è possibile individuare le seguenti condizioni operative di riferimento per un impianto nucleare di potenza:

- Riscaldamento e raffreddamento dell'impianto:
- Cold Shutdown
- Hot Shutdown

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP2 – 042	0	L	49	95

- Hot Standby
- Heatup e startup del sistema secondario (in contemporanea alle medesime operazioni sul primario)
- Variazioni di potenza, in salita e discesa, nel range 2% - 100%:
 - verifica della stabilità dello stato stazionario
 - valutazione della condizione di criticità in funzione della posizione delle barre di controllo
 - calibrazione del sistema di strumentazione nucleare
 - valutazione del margine di shutdown

Tutte queste condizioni/operazioni dovranno trovare una definizione puntuale nella gestione dei futuri impianti LFR.

Giusto a titolo di esempio del tipo di problemi da affrontare, per la prima criticità (startup) di un reattore LFR, occorrerà valutare le possibili procedure di immissione del refrigerante nel vessel. I sistemi primari previsti per gli LFR attualmente in via di sviluppo possono essere fondamentalmente considerati tubeless, ovvero costituiti da un semplice vessel nel quale sono contenuti nocciolo e generatori di vapore immersi nel fluido refrigerante. Con una tale struttura il Piombo potrebbe essere inizialmente disposto nel vessel in forma solida e frammentata (sferule/mattoni) per poi essere gradualmente portato a temperatura di esercizio (circa 400°C) assieme a tutto l'impianto. Questa procedura, se da un lato potrebbe contenere gli stress termici, dall'altro potrebbe invece sottoporre gli *internals* a sollecitazioni meccaniche rilevanti all'atto del primo trasferimento nel vessel del Pb solido. Diversamente, si potrebbe pensare di fondere il Piombo in un contenitore separato, da dove dovrebbe essere trasferito nel vessel che, a sua volta, andrebbe preventivamente portato a temperatura prossima a quella di esercizio per evitare stress termici all'atto dell'immissione del Pb fuso.

Simili considerazioni andrebbero sviluppate anche in vista delle fasi di ricarica (refueling) del nocciolo, con l'ostacolo ulteriore della assoluta opacità del refrigerante primario, cosa che renderebbe impossibile il monitoraggio ottico remotizzato delle operazioni.


Nelle fasi di manutenzione andrebbe inoltre tenuto sempre presente il problema della possibile solidificazione, anche parziale (formazione di "tappi") del refrigerante primario, con possibili impedimenti alla circolazione del flusso in zone a temperatura ridotta. Sotto questo aspetto, le procedure dovranno prevedere dettagliate linee guida per il costante monitoraggio e mantenimento della temperatura al di sopra di opportuni set-point tramite sistemi di riscaldamento elettrici.

3.2 Simulazione degli incidenti negli LFR

Alcune tipologie di incidenti degli impianti LFR possono rientrare in qualche modo in una casistica già studiata per gli LWR (Light Water Reactor LWR); altre sono particolari oppure presentano modalità di evoluzione completamente diverse. Diversi studi ed esperimenti sono in corso per valutare il comportamento degli LFR nei vari transitori incidentali. Comunque, a parte gli esperimenti di base (un esempio per tutti il comportamento del piombo a contatto con acqua in pressione), i risultati e le conclusioni risentono delle diverse tipologie di impianto e delle differenti soluzioni costruttive degli impianti.

Come punto di partenza è necessario sottolineare alcune peculiarità dei reattori refrigerati con il piombo:

- Non si ha la pressurizzazione del reattore, neppure in caso di incidente, perché la temperatura di ebollizione è elevatissima (1749 °C)
- Il piombo, a differenza dell'acqua, non può produrre gas esplosivi (come l'idrogeno), neppure ad alta temperatura
- In molti progetti di LFR è previsto che, anche in caso di avaria delle pompe di ricircolo, il raffreddamento del nocciolo sia garantito per circolazione naturale

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP2 – 042	0	L	50	95

- Il piombo assicura la funzione di “pozzo termico” per un significativo periodo di tempo, aumentando il "grace time" del sistema per l'intervento degli operatori
- I materiali radioattivi vengono trattenuti tutti all'interno del vessel del reattore
- Nella maggioranza degli impianti in fase di progettazione, per via dell'alta densità del piombo, il combustibile eventualmente fuoriuscito non può accumularsi sul fondo del vessel
- Il piombo, una volta solidificato, costituisce il sarcofago ideale per i prodotti radioattivi
- Il ciclo del combustibile riduce i rischi di proliferazione nucleare in quanto il plutonio viene consumato in sito

Alcuni eventi incidentali investono fondamentalmente la refrigerazione del nocciolo del reattore; infatti, anche nel caso di interruzione della reazione nucleare, resta sempre da smaltire il calore di decadimento dei prodotti radioattivi per un ammontare intorno al 6-7% della potenza termica nominale. Di conseguenza devono essere previsti dei sistemi, sia attivi che passivi, per lo smaltimento del calore residuo ed il mantenimento delle strutture, del refrigerante e dei materiali costituenti il nocciolo entro i limiti di progetto.

In altri casi il problema consiste nella eventualità della solidificazione parziale del refrigerante primario che comporti una riduzione della portata, con conseguente riduzione della capacità di asportazione del calore di decadimento.

Comunque, come indirizzo generale, nella progettazione del nocciolo si cerca di sfruttare al massimo le caratteristiche intrinseche che comportano un'inserzione di reattività negativa in caso di incidente. / 13 /
Questo vale in particolare nel caso di incidenti di tipo "unprotected", in cui cioè non si abbia l'intervento del sistema di protezione.

Di seguito si riporta, a titolo di esempio, una serie di incidenti base di progetto (Design Basis Accident analysis o DBA) che sono stati simulati ed analizzati nel progetto ELSY. / 14 /

- **Incidente con distruzione del nocciolo (CDA: Core Disruptive Accidents)**

Questo tipo di incidente viene tenuto in massima considerazione per via dell'elevato potenziale energetico derivante da un eventuale ritorno alla criticità del reattore. Una valutazione sufficientemente realistica di questo tipo di incidente richiede l'utilizzo di strumenti computazionali in grado di tenere in debito conto gli aspetti accoppiati di neutronica (dipendenza spaziale) e termoidraulica (multifase). / 15 /

- **Blocco delle le pompe primarie con l'intervento del sistema di protezione (Protected Loss Of Flow o PLOF)**

E' un tipo di incidente che può verificarsi quando viene a mancare l'alimentazione elettrica alle pompe di ricircolo del circuito primario, ad esempio durante uno "station black out", ed i sistemi di alimentazione elettrica di emergenza non intervengono. In questo caso si assume che il sistema di protezione intervenga con il blocco quasi immediato del reattore (SCRAM). Prove di simulazione su un modello del reattore ELSY sono state condotte con il codice RELAP 5 da ENEA UTFISSM-SICIS. Tali prove hanno evidenziato una rapida riduzione della portata fino a circa il 20% di quella nominale ed un aumento temporaneo di temperatura di circa 120°C nei rivestimenti delle barre di combustibile (cladding), seguito da un assestamento su valori al di sotto di quelli nominali di esercizio. / 14 /

- **Blocco delle le pompe primarie senza l'intervento del sistema di protezione (Unprotected Loss Of Flow o ULOF)**

E' lo stesso tipo di incidente trattato al punto precedente con la complicazione del mancato intervento dei sistemi di protezione e quindi senza SCRAM. Una simulazione di questo tipo di incidente per il reattore MYRRHA-FASTEF è riportata in bibliografia. / 16 /

In questa simulazione si ha un rapido aumento della temperatura del refrigerante. La reattività totale comunque tende in un primo momento a diminuire (per l'effetto predominante del coefficiente di reattività negativo legato alla espansione radiale del nocciolo) per poi annullarsi. La potenza si attesta intorno all'80% del nominale. La portata, dovuta alla circolazione naturale, si stabilizza a circa il 24% di quella nominale.

In queste condizioni il flusso dovuto alla circolazione naturale consente un significativo aumento del "grace time" prima della necessità di intervento da parte degli operatori. / 16 /

- **Transitorio di sovrappotenza (Protected and Unprotected Transient Over Power o UTOP e PTOP)**

E' un transitorio dovuto all'estrazione accidentale di una barra di controllo. Si valuta che tutti i possibili casi possano essere rappresentati da due eventi base: estrazione di una barra a reattore a "caldo" ed a piena potenza (Hot Full Power o HFP) ed estrazione a reattore a "freddo" a potenza zero (Cold Zero Power o CZP). In ogni caso si considera in genere la barra in posizione più efficace in termini di assorbimento neutronico. Nel caso del progetto ALFRED, degli studi di simulazione hanno mostrato che nella condizione HFP non si raggiungono temperature tali da causare la fusione del nocciolo, ma si hanno danni locali limitati unicamente ad alcune barre di combustibile, sottoposte alle temperature più elevate / 17 /. Uno studio condotto sul progetto ELFR per il medesimo incidente in entrambe le condizioni di riferimento (HFP e CZP) ha evidenziato un picco di potenza del 160% della potenza nominale prontamente compensato da una controreazione sulla reattività che tende a riportare il reattore verso le condizioni nominali. / 18 /

- **Perdita dell'acqua di alimento in tutti i generatori di vapore (Protected Loss Of Heat o PLOH) con rimozione del calore di decadimento con i sistemi DHR (Decay Heat Removal)**

Questo incidente comporta la perdita dell'acqua di alimento di tutti i generatori di vapore e quindi del pozzo termico. L'aumento di temperatura del piombo all'uscita del nocciolo comporta il blocco del reattore (SCRAM) entro poche decine di secondi. Simulazioni condotte con il RELAP 5 mostrano un aumento delle temperature dei rivestimenti delle barre di combustibile entro i limiti operazionali dell'impianto. / 14 /


- **Station blackout (o SBO) con perdita dell'acqua di alimento in tutti i generatori di vapore (PLOH) e contemporaneo blocco delle pompe primarie (PLOF)**

Un incidente di questo tipo è il contemporaneo verificarsi di due degli incidenti precedenti, cioè in pratica PLOF+PLOH. La refrigerazione è pertanto demandata ai sistemi di rimozione del calore residuo (Decay Heat Removal o DHR) ed in particolare, nel caso di malfunzionamento dei sistemi di alimentazione elettrica di emergenza, ai sistemi passivi. Dalle simulazioni condotte sul progetto ELSY (/ 14 /) è risultato che la temperatura delle guaine delle barre di combustibile (cladding) dopo un picco iniziale a di circa 637°C si stabilizza intorno ai 450°C. / 14 /

- **Station blackout (o SBO) senza intervento del sistema di protezione (ULOF +ULOH)**

Sempre sul progetto ELSY, sono state effettuate delle simulazioni di incidenti di Station Blackout con mancato SCRAM del reattore (Unprotected Station Black Out o USBO). (/ 19 /)

I risultati mostrano che nel giro di 2000 secondi gli effetti di controreazione sulla reattività portano la potenza del reattore a valori prossimi a quelli del calore residuo. La temperatura delle guaine delle barrette, dopo un picco iniziale intorno gli 860°C, a circa 6000 secondi attesta sui 720°C.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP2 – 042	0	L	52	95

Un ulteriore studio condotto nel caso in cui venisse a mancare anche l'intervento del DHR ha evidenziato un andamento simile per la temperatura del combustibile, mentre la temperatura delle guaine presenta un aumento inferiore ai 100°C. / 14 /

- **Perdita del refrigerante (Loss of Coolant Accident o LOCA)**

Nei reattori raffreddati ad acqua l'incidente di perdita del refrigerante primario è considerato tra gli incidenti più gravi e potenzialmente più devastanti.

La quasi totalità dei progetti degli LFR prevede che il nocciolo di questo tipo di reattori sia contenuto in una piscina le cui uniche penetrazioni sono ad un livello superiore al nocciolo stesso. Inoltre il fatto che il piombo ha una temperatura di fusione elevata e che non è in pressione porta a ritenere che una eventuale falla nel vessel venga otturata dalla solidificazione del refrigerante stesso. Pertanto, per questo tipo di incidente non è prevista la scopertura del nocciolo. Alcuni progetti poi, ad esempio ELSY, prevedono la presenza di un secondo vessel di sicurezza contenente il primo. Questo insieme di circostanze, unitamente al fatto che in caso di fusione del nocciolo il combustibile non precipiterebbe sul fondo e non assumerebbe configurazioni tali da minacciare un ritorno alla criticità, rende superflua l'adozione di un dispositivo di intercettazione del combustibile stesso (core catcher). / 20 /

- **Sovraraffreddamento del circuito primario**

Questo tipo di incidente può avere origini diverse; ad esempio la perdita dei preriscaldatori dell'acqua di alimento dei generatori di vapore, o anche una perdita nel circuito secondario che comporti una rapida evaporazione dell'acqua in pressione.


Il sovraraffreddamento del circuito primario porta ad un aumento di reattività del nocciolo del reattore per cui l'evento può essere visto come una sorta di incidente di sovrappotenza (vedi incidenti PTOF ed UTOF trattati in precedenza). Inoltre tale sovraraffreddamento, a seconda dell'entità del fenomeno, può comportare la solidificazione più o meno estesa del refrigerante primario e di conseguenza una riduzione di flusso attraverso il nocciolo, con transitori simili a quelli previsti per incidenti di perdita di portata del refrigerante (PLOF e ULOF). Simulazioni effettuate sul progetto ELSY (/ 14 /) mostrano, per questo tipo di incidente, temperature (per le guaine, il combustibile, ecc.) generalmente inferiori a quelle registrate negli altri due tipi di incidenti sopracitati. La solidificazione del circuito primario è comunque un caso ancora in una fase di studio preliminare. / 21 /

- **Grande rottura nel circuito secondario con depressurizzazione**

I generatori di vapore negli LFR sono contenuti all'interno del vessel; pertanto una rottura nel circuito secondario (ad eccezione della rottura di un tubo nei generatori di vapore, caso trattato in seguito) non può che avvenire all'esterno del vessel stesso. Di conseguenza una grande rottura nel circuito secondario, seguita dalla depressurizzazione, comporta la chiusura delle valvole di ammissione dell'acqua di alimento e di isolamento delle linee vapore, e praticamente l'isolamento del circuito primario nei confronti del secondario con l'evidente perdita del "pozzo freddo" (heat sink). Tali condizioni sono molto simili a quelle riscontrabili nell'incidente di perdita di tutti i generatori di vapore trattato in precedenza (PLOH e ULOH). Come si vede nella Figura 21 e Figura 22 i valori delle grandezze di interesse in questi due tipi di incidente sono confrontabili.. / 14 /

- **Rottura di un tubo nei generatori di vapore (Steam Generator Tube Rupture o SGTR) / 22 /**

La rottura di un tubo all'interno di un generatore di vapore è uno di quegli incidenti che pur essendo contemplati negli impianti nucleari raffreddati ad acqua (PWR), in un reattore veloce raffreddato a metallo liquido assumono delle peculiarità proprie. I progetti in corso di sviluppo dei reattori veloci raffreddati al piombo prevedono che i generatori di vapore siano immersi nel vessel contenente il

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP2 – 042	0	L	53	95

reattore; inoltre la pressione dell'acqua nel lato secondario raggiunge dei valori dell'ordine dei 18 MPa, mentre quella del lato primario si aggira intorno alla pressione atmosferica (0.1 MPa). In questo caso quindi, diversamente da quanto avviene in un PWR, la rottura di un tubo all'interno di un generatore di vapore comporta il riversamento del fluido del secondario (acqua o vapore) nel fluido del primario (piombo o LBE) e la pressurizzazione del circuito primario stesso. In questa situazione è importante l'intervento delle valvole di sicurezza. L'interazione acqua/vapore - piombo è in corso di studio in diverse facilities sperimentali anche per valutare l'effetto delle onde di pressione, che inevitabilmente accompagnano il fenomeno, sulle strutture interne del reattore. Ulteriori dettagli possono essere reperiti in / 22 /

Di seguito si riportano due figure riassuntive (Figura 21 e Figura 22) con i risultati delle simulazioni condotte da ENEA presentati al Workshop on Innovative Nuclear Reactors Cooled by Heavy Liquid Metals: Status and Perspectives" Pisa 17-20 Aprile 2012 nella relazione G.Bandini "Design Base Accident Analysis" (citata in bibliografia).

Figura 21 Temperature massime raggiunte nel nocciolo e nei rivestimenti delle barrette nel caso di incidenti "Protected" (da G.Bandini "Design Base Accident Analysis" , rif. cit.)

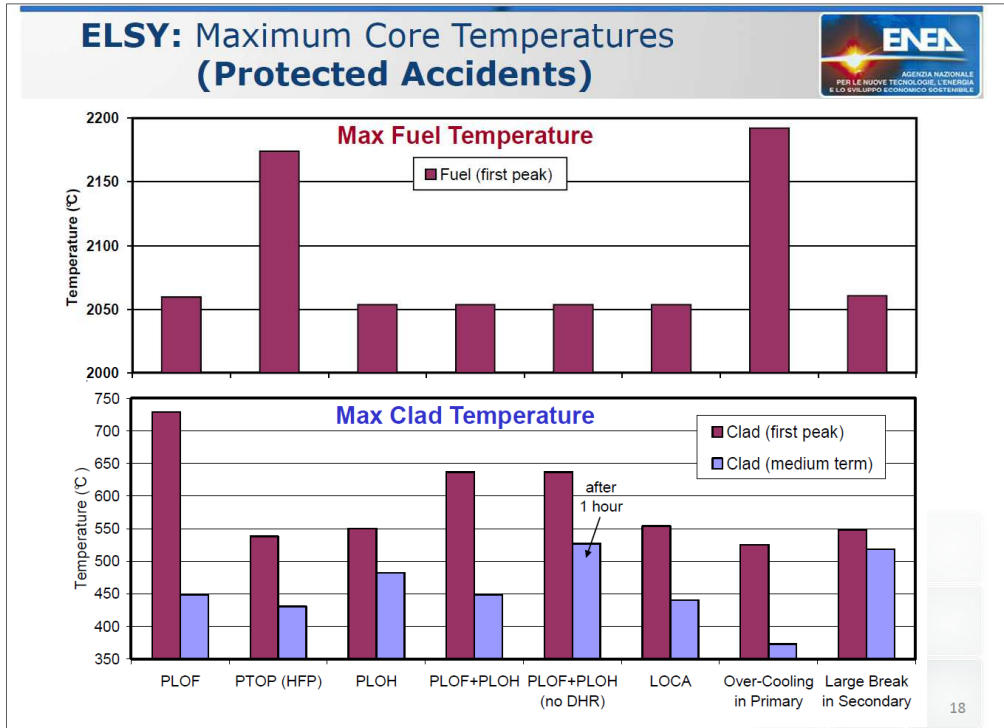
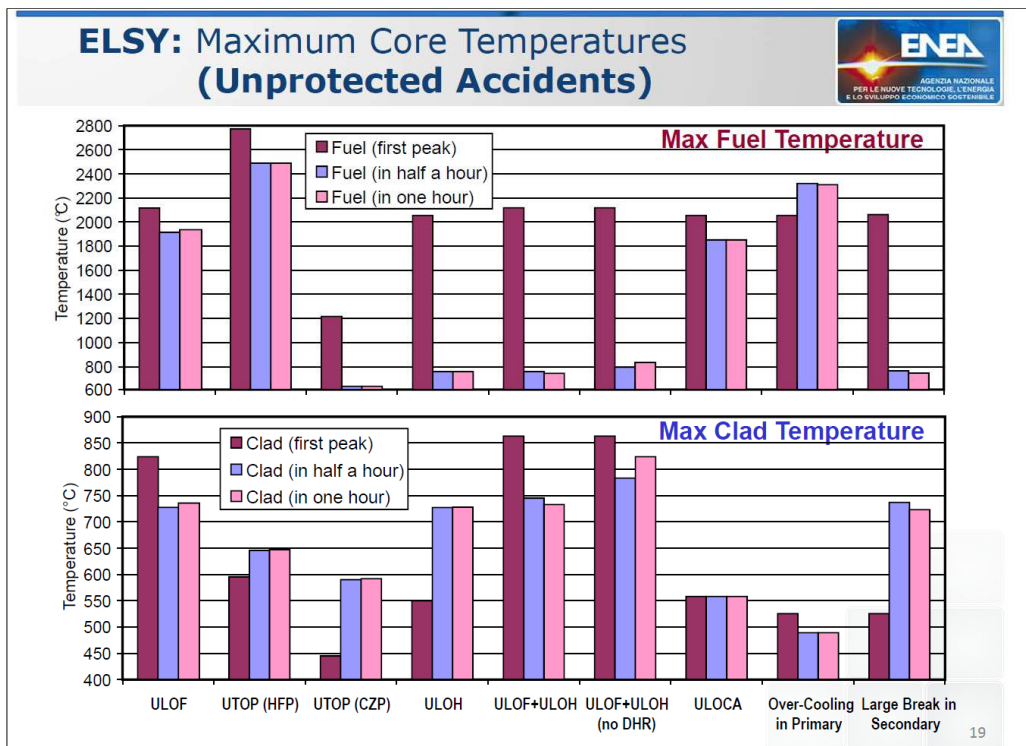



Figura 22 Temperature raggiunte nel nocciolo e nei rivestimenti delle barrette nel caso di incidenti "Unprotected" (da G.Bandini "Design Base Accident Analysis" , rif. cit.)



 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP2 – 042	0	L	55	95

Come considerazione finale si può rilevare che gli LFR sono complessivamente dotati di una buona sicurezza intrinseca dovuta principalmente a:

- una efficace circolazione naturale del piombo, anche grazie alle minori perdite di carico dovute ad una griglia più larga negli elementi di combustibile, in caso di blocco delle pompe primarie
- una grande inerzia termica del primario che rallenta l'evoluzione dei transitori incidentali
- impossibilità di pressurizzazione del primario a causa dell'elevato punto di ebollizione del piombo
- feedback negativi sulla reattività, per effetto Doppler e per espansione radiale del nocciolo, preponderanti su quelli positivi legati alla natura del refrigerante ed all'espansione delle barre di controllo

Gli inconvenienti peculiari che caratterizzano gli LFR, in particolare in caso di SGTR o di solidificazione parziale o completa del refrigerante primario, possono essere minimizzati con opportuni accorgimenti progettuali.

Una valutazione della sicurezza intrinseca per il progetto ELSY può essere reperita nel documento / 14 /

3.3 *I simulatori di impianti nucleari come strumenti per pre-addestramento, dimostrativi e didattici*

I simulatori, in particolare degli impianti nucleari, sono classificati secondo le seguenti tipologie di riferimento:

- *Full scale simulator*: dotati di repliche fedeli delle sale controllo degli impianti simulati, vengono utilizzati principalmente per l'addestramento degli operatori.
- *Engineering 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, progettazione, verifica e studi sulla sicurezza.
- *Educational simulators*: provvisti di limitate potenzialità, costituiscono un utile strumento a scopi didattici e dimostrativi.

3.3.1 *Simulatori di addestramento (full scale)*

I simulatori full scale nascono in ambiti in cui l'addestramento 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 Germania⁵ e come anche indicato dalle linee guida dell'NRC americana⁶.

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 (v. Figura 23)

⁵ Claudia Quester, GRS - *Technical qualification of nuclear power plant personnel in Germany* – Eurosafe 8-9 Nov 2010, Köln

⁶ 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


 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP2 – 042	0	L	56	95



Figura 23 Simulatore Westinghouse di sala controllo dell'impianto AP1000

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.

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, l'NRC⁷).

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 e tuttora ancora in costruzione.

3.3.2 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 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

⁷ American National Standard (ANS) 3.5 - NPP Simulators for Use in Operator Training and Examination - Current version ANS 3.5 - 2009

adattare lo strumento, almeno in linea di principio, alla simulazione di impianti differenti, cosa evidentemente preclusa ad un simulatore full scale.

Un possibile esempio di uno dei primi simulatori di ingegneria è l' ES-1000 illustrato in Figura 24. Lo strumento venne sviluppato a metà degli anni 80 nell'ambito di un contratto ENEA-Westinghouse per un simulatore di impianto nucleare PWR da utilizzare per verifiche di funzionamento / progetto, assessment di requisiti di sicurezza e collaudo di nuovi sistemi di I & C per il programma PWR-PUN (Progetto Unificato Nazionale).

Il simulatore ES-1000 era operato tramite una console principale dotata di due tastiere integrate e otto schermi CRT (Cathode Ray Tube), in cui venivano visualizzate graficamente tutte le informazioni, allarmi e sistemi dell'impianto.



Figura 24 Console principale di comando del simulatore ingegneristico ES-1000 sviluppato da ENEA-Westinghouse per l'impianto PWR-PUN

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. 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.

A titolo di esempio, la Figura 25 illustra un simulatore ingegneristico utilizzato in Brasile dall'istituto di ricerca LABIHS (Laboratório de Interfaces Homem-Sistema) in collaborazione con l' IEN (Instituto de Engenharia Nuclear) ed il CNEN (Institute of Comissão Nacional de Energia Nuclear). Questo simulatore ingegneristico riproduce il comportamento di un tipico reattore PWR a tre loop ed è usato principalmente per studi di interfaccia uomo-macchina.




Figura 25 Simulatore di ingegneria LABIHS

Il funzionamento sicuro ed efficiente di una centrale nucleare richiede personale qualificato, che abbia seguito un adeguato percorso formativo. In tempi recenti si è poi affermato il principio di estendere i percorsi tecnici formativi anche al personale non direttamente impegnato nella effettiva conduzione dell'impianto. Tra questi sono inclusi 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. In tutti questi casi, laddove non sia disponibile la necessaria esperienza operativa, è possibile condurre una fase di addestramento ricorrendo all'utilizzo di simulatori ingegneristici. Tali strumenti dunque, oltre ad essere utilizzati per le applicazioni 'canoniche' quali quelle di sviluppo progettuale, verifiche di sicurezza ed assessment di componenti e sistemi, possono trovare applicazioni a livello accademico avanzato ed a livello dimostrativo.

Un programma di formazione che includa l'utilizzo di simulatori ingegneristici offre, tra l'altro, i seguenti vantaggi:

- Gradualità del percorso formativo dalle nozioni teorico pratiche di base fino alla esecuzione di operazioni complesse.
- Possibilità di formare efficacemente, ed in maniera relativamente economica, un ampio numero di persone, sfruttando anche la trasportabilità dello strumento.
- Possibilità di seguire programmi individuali di auto addestramento su strumenti di simulazione appositamente concepiti allo scopo.
- Possibilità di simulare processi ed operazioni al di fuori delle usuali procedure operative, eventualmente anche incidentali.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP2 – 042	0	L	59	95

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 duplice caratteristica di una grande facilità e semplicità d'uso da una parte, e di una notevole accuratezza e precisione dall'altra.

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 prevalentemente tecnico-scientifici (quali quelli di supporto alla progettazione) richiederanno sufficienti prestazioni ai modelli di processo fondamentali (neutronica del reattore, termoidraulica...) mentre dimostrazioni aventi carattere più comunicazionale e divulgativo richiederanno una buona performance agli elementi hardware e software che facilitano la trasmissione e la corretta percezione del messaggio (velocità di esecuzione che consenta la real-time simulation, interfaccia uomo-macchina sufficientemente semplice, chiari e non eccessivamente complessi sistemi di visualizzazione dei risultati simulati).

3.3.3 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. 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 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. Va da sé che questi strumenti non sono idonei ad essere utilizzati per scopi tecnico-scientifici quali la progettazione, analisi di sicurezza, verifica e validazione, addestramento e certificazione di operatori, licensing degli impianti.

Un tipico display grafico di uno dei simulatori educational dell'IAEA è illustrato in Figura 26

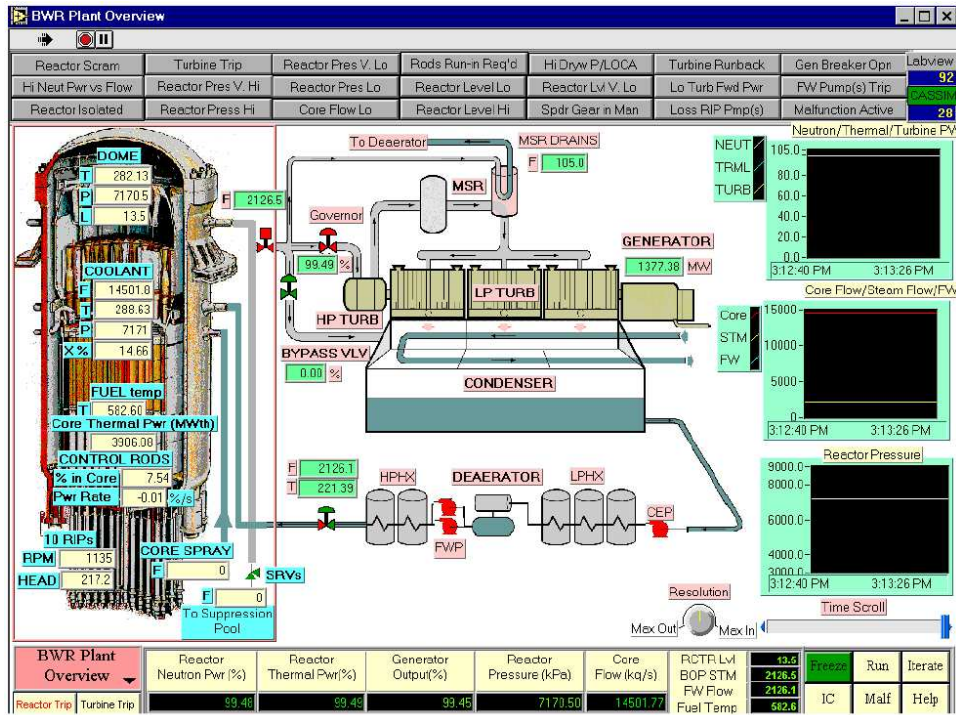



Figura 26 Sinottico di un simulatore educational IAEA sviluppato da Cassiopeia Technologies Inc.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP2 – 042	0	L	61	95

4 Codici per lo sviluppo di una piattaforma di simulazione

4.1 I codici di neutronica

Il paragrafo si suddivide in due parti dove vengono citati i principali codici di rilevanza scientifica in uso nel mondo e adottati nella progettazione di nocciolo e/o nella realizzazione di simulatori di impianti nucleari. I codici in oggetto sono specifici per la neutronica del nocciolo e di cella e per la termoidraulica di impianto o di sistema.

Il codice di neutronica che viene presentato come primo riferimento (v. 4.1.1) ricopre un alto livello scientifico ed è stato adottato nello sviluppo di reattori termici e veloci in tutto il mondo.

Lo sviluppo del reattore veloce al piombo costituisce un probabile futuro nell'evoluzione dell'energia nucleare e conseguentemente il progetto della sua Piattaforma di Simulazione Ingegneristica, oggetto del rapporto, vede prospettato detto codice per la parte neutronica. Gli algoritmi di risoluzione adottati dal codice possono risolvere lo spettro veloce-termico del reattore termico come lo spettro veloce del reattore veloce.

4.1.1 Il codice ERANOS (European Reactor ANalysis Optimized System)

ERANOS è un sistema modulare per il calcolo della neutronica del nocciolo, / 5 /, 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 viene effettuata dal codice di cella/reticolo ECCO (European Cell Code), / 6 /, 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, / 7 /, 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

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP2 – 042	0	L	62	95

- analisi perturbative per applicazioni particolari (analisi di esperienze, determinazione coefficienti di reattività , ecc.)
- post-processore per l'analisi di dati generati da simulazioni

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 uno dei campi di applicazione dei simulatori di ingegneria.

Pertanto ERANOS e' usabile in un Simulatore Ingegneristico solo per approfonditi studi di Progettazione. Nell'analisi delle relazioni tra neutronica e impianto sara' necessario usare modelli fast-running per le altre aree di processo.

Nelle analisi complessive di sistema e negli studi focalizzati su altre aree di processo sara' opportuno usare modelli di neutronica piu' semplici e veloci.

4.1.2 Altri codici di neutronica

Altri codici di neutronica quali: SIMULATE-3R, REMARK-TM , SAPHIR ed HELIOS-2 non sono stati presi in considerazione in quanto, non essendo codici a 4 (o più) gruppi neutronici, non possono essere impiegati per l'analisi di un reattore veloce. E' auspicabile, comunque che una revisione profonda di tali codici renda possibile il loro utilizzo anche per gli LFR. E' inoltre da valutare il software FRENETIC recentemente sviluppato presso il Politecnico di Torino ed oggetto di un rapporto nel presente PAR2012 (vedi LP2-013).

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


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. , /2/, con sede a Baltimora nel Meryland, 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 , 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 :

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP2 – 042	0	L	63	95

- 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 , Figura 27.

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-TM per la neutronica .

La Figura 28 mostra il modello di un reattore termico sviluppato in passato su piattaforma HD.

Altri codici o toolbox possono essere inseriti nella piattaforma HD :

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 transitori principali simulabili sono :

- Piccoli e grandi LOCA (Loss of Coolant Accident)
- Mancanza di acqua-alimento nel circuito primario (caso del reattore termico)
- Mancanza di acqua-alimento nel circuito del 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 (caso del reattore termico pressurizzato)
- trip di una o più pompe
- trip di turbina, distacco del carico e scram del reattore
- una combinazione dei precedenti
- operativi : avviamento, variazione del carico, spegnimento reattore ecc.

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 88
- Boilyng Water Reactor 60
- Graphite Moderater Reactor (RBMK) 8

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP2 – 042	0	L	64	95

- Advanced Gas Cooled Reactor (AGR) 4
- Naval Reactor (probabilmente veloci) 4
- Fossil Power Plants 120

Per il reattore veloce al piombo possono essere utilizzate tutte le potenzialità del RELAP, modelli, nodalizzazioni, capacità di simulare situazioni anomale, ecc. , ma è fondamentale sviluppare e inserire nella libreria del codice le correlazioni di scambio termico del piombo.

Tale sforzo e' stato compiuto in ENEA e mediante la versione 'RELAP-Pb' ottenuta, sono stati analizzati transitori di vario tipo per reattori refrigerati al Pb / 14 /

Nell'ottica della costruzione di una piattaforma ingegneristica con moduli a differente grado di complessita', il codice RELAP non pone problemi, potendo essere usata con nodalizzazione piu' o meno spinta. (/ 23 /, / 24 /, / 25 /)

4.2.2 CATHARE

CATHARE (Code for Analysis of **T**hermalhydraulics during an **A**ccident of **R**eactor and safety **E**valuation) 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 del " incidente severo ", come **ICARE** severe accident code e del codice **FLICA 4** thermal-hidraulic 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. La Figura 29 mostra la schematizzazione 3-D del codice .

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 (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.

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 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 Linguaggio del codice e' il Fortran Ansi-77.

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 .

Volendo ipotizzare l'utilizzo del codice al Reattore Veloce al Piombo , vale ciò che è stato detto per il codice RELAP-3D. Ovvero è opportuno inserire proprietà termodinamiche del Piombo e ancora una volta le correlazioni sperimentali di Scambio Termico con il piombo. (/ 26 /, / 31 /, / 32 /)

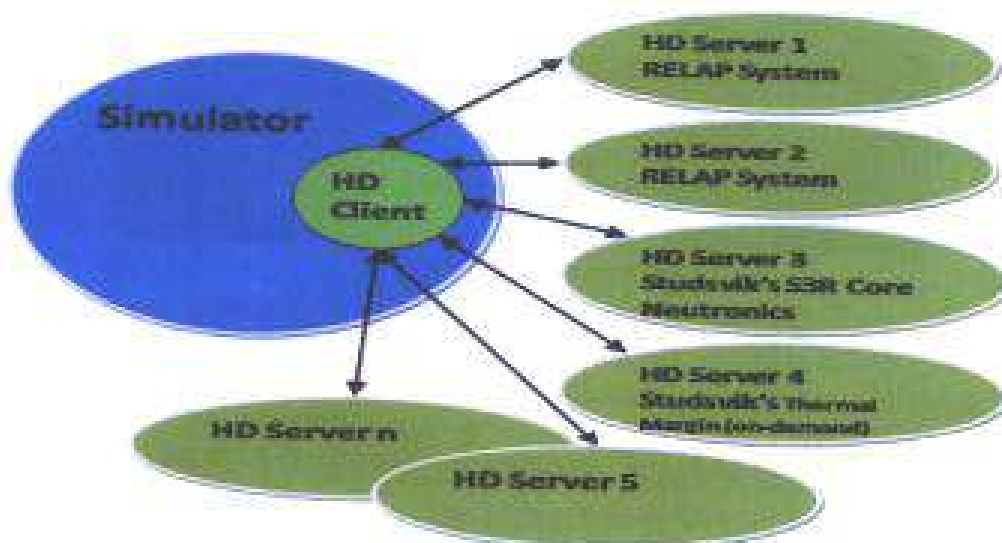


Figura 27 La piattaforma RELAP5-HD

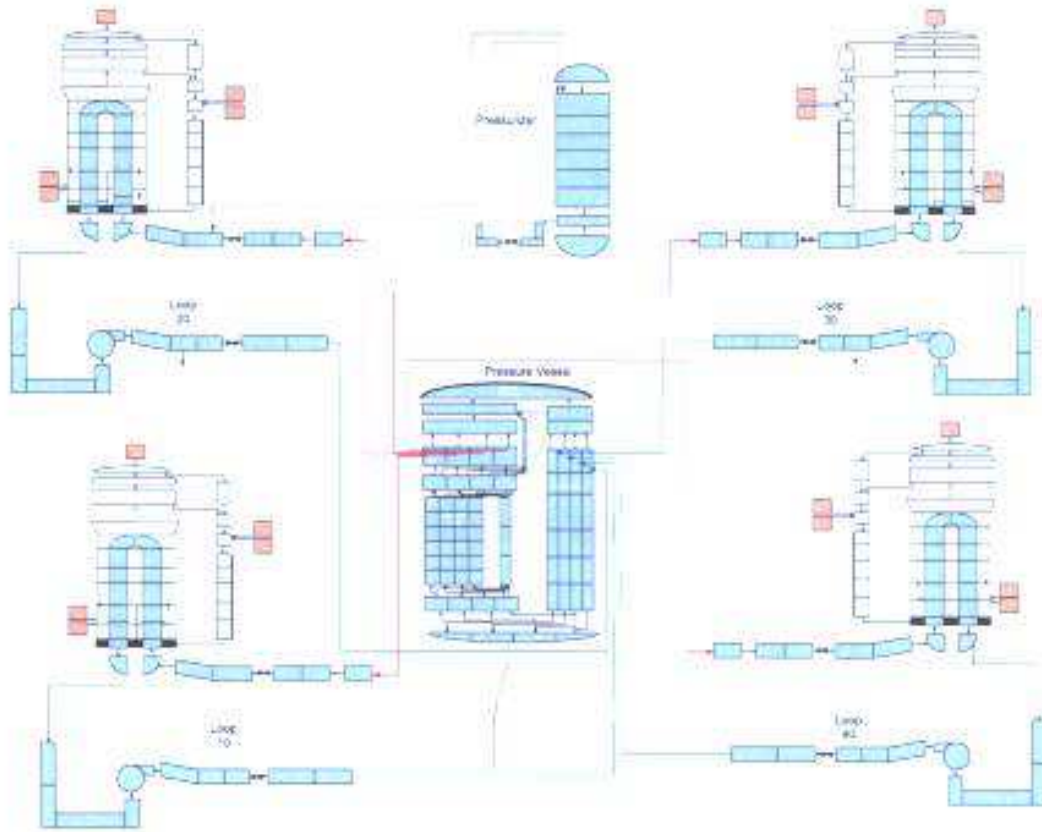


Figura 28 Il modello del reattore a quattro loop secondo la piattaforma RELAP5-HD

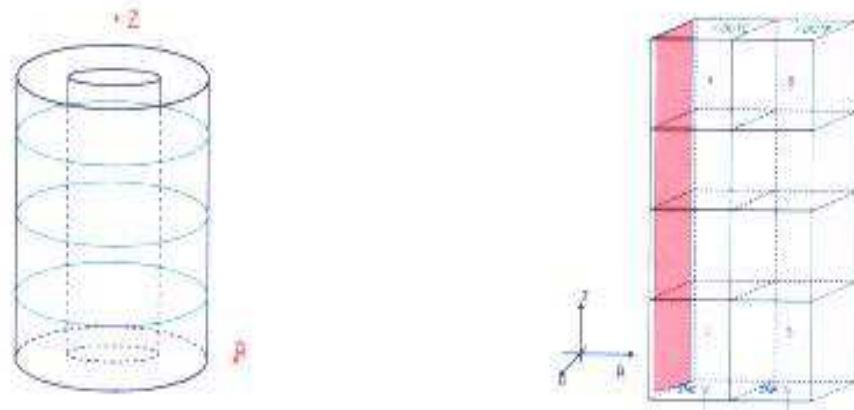


Figura 29 Il modulo 3D del CATHARE: schematizzazione del nocciolo

4.3 Software per sistemi secondari, ausiliari e di emergenza

4.3.1 Software per la simulazione dei sistemi ausiliari e di emergenza

Lo sviluppo dei progetti degli LFR prevede la progettazione di un insieme di sistemi ausiliari e di emergenza. Al di fuori delle realizzazioni dei reattori russi, allo stato attuale, alcuni sistemi sono ancora in corso di definizione, anche alla luce delle sperimentazioni in corso. Presentemente i sistemi che hanno raggiunto un sufficiente grado di sviluppo sono quelli relativi alla rimozione del calore residuo (Decay Heat Removal o DHR) ed in parte quelli del trattamento del refrigerante primario (Chemistry Control System o CCS) che corrisponde funzionalmente al Chemical and Volume Control System (CVCS) dei PWR. Per quanto attiene la simulazione legata alla termoidraulica, il software utilizzabile è essenzialmente quello illustrato nei precedenti paragrafi, e cioè RELAP o CATHARE. Ciò non toglie che possano essere individuate soluzioni diverse, anche in considerazione della maggiore semplicità dei sistemi ausiliari rispetto a quelli principali (nocciolo, GV, etc). Di seguito si riporta la lista di alcuni tra i più importanti sistemi ausiliari e di emergenza / 33 / :

- sistema di rimozione del calore residuo
- sistema di trattamento del refrigerante del primario
- sistema di refueling
- sistema di raffreddamento di emergenza del vessel
- sistema di riempimento (e svuotamento) del circuito primario
- sistema di riscaldamento elettrico del circuito primario
- sistema di ventilazione di emergenza
- sistema di rilevamento di danneggiamento del cladding

A titolo di esempio si riporta lo schema di una possibile configurazione per il Chemistry Control System di un LFR. Questo sistema ha il compito di controllare la concentrazione di ossigeno nel refrigerante primario per la prevenzione dell'ossidazione del piombo (Figura 30)

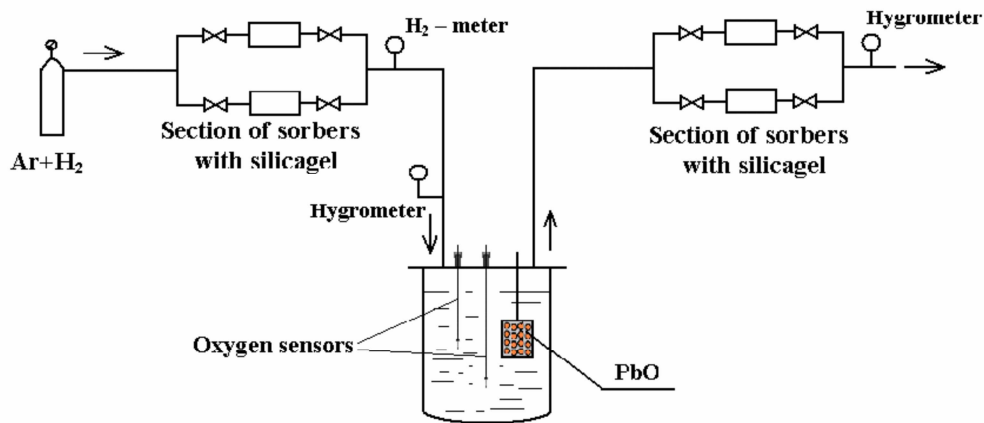


Figura 30 Un possibile schema per il Chemistry Control System di un LFR

4.3.2 Software per la simulazione del sistema secondario

Il sistema secondario di un impianto LFR si differenzia da quelli generalmente adottati negli impianti nucleari refrigerati ad acqua. Nei PWR e BWR, infatti, il vapore inviato in turbina è in condizione di saturazione, mentre nei nuovi reattori LFR (con un secondario con un ciclo acqua-vapore)⁸, stante una maggiore temperatura raggiunta nel circuito primario, è previsto l'impiego di vapore surriscaldato, avvicinando le condizioni operative a quelle degli impianti a combustibili fossili. Ciò rende possibile usufruire della vasta esperienza maturata nella simulazione di componenti convenzionali (e non) da parte di società specializzate del settore, come è riportato nel paragrafo riguardante i simulatori commerciali (par. 4.7)

In ogni caso è possibile, e per molti versi auspicabile, l'utilizzo del RELAP 5 (acqua/Pb) che consente di rappresentare con un unico eseguibile sia il primario in Pb che il Secondario.


4.4 Modelli e Software per interazioni con l'Ambiente

Gli impianti di produzione di energia elettrica che sfruttano reattori nucleari devono osservare principi di progettazione molto stringenti riguardo la definizione dei sistemi e delle strutture per resistere al meglio a possibili disastri naturali come terremoti, inondazioni e trombe d'aria.

Esistono numerose filiere di reattori nucleari che si differenziano per le tecnologie utilizzate per la realizzazione della fissione nucleare e per il raffreddamento e conseguentemente appartengono a differenti gradi di sicurezza intrinseca.

Anche gli innovativi reattori nucleari raffreddati a metallo liquido pesante pongono imprescindibili questioni di sicurezza dovute a eventi esterni che possono provocare la distruzione dell'impianto e seri problemi di contaminazione esterna.

⁸ Alcuni LFR prevedono per il secondario un ciclo Brayton con la CO₂, ad esempio il progetto SSTAR.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP2 – 042	0	L	69	95

E' necessario quindi che l'impianto nel suo insieme sia progettato e realizzato rispettando le norme vigenti e in tal senso riveste particolare importanza realizzare modelli di simulazione dell'impianto in modo tale da effettuare studi preliminari per valutare gli effetti di eventi estremi esterni.

Nel presente paragrafo ci si focalizzerà sulle diverse tipologie di eventi estremi esterni ponendo maggiore attenzione su quelli naturali e sui possibili software che possono essere utilizzati per la simulazione.

Eventi esterni naturali

Gli eventi esterni sono quelli che hanno origine fuori dai confini del sito dell'impianto e sono scatenati da fonti che non sono direttamente legate all'esercizio.

Gli eventi esterni si possono ulteriormente suddividere in naturali e indotti dall'attività umana.

Gli eventi esterni naturali si possono inquadrare nelle seguenti categorie:

- Terremoti
- Tsunami
- Inondazioni
- Cicloni (uragani, tornado, tifoni tropicali)
- Fulmini
- Eventi climatici estremi (temperatura, vento, pioggia, neve)

Spesso risulta necessario studiare la combinazione degli effetti dei fenomeni elencati perché risultano collegati: ad esempio può accadere che a un evento tipo terremoto possa seguire in particolari circostanze uno tsunami e quindi un'inondazione.

Nel progetto complessivo dell'impianto nucleare si dovranno valutare gli effetti degli eventi estremi indicati calibrando le peculiarità costruttive nel contesto del sito scelto e degli eventi statisticamente più ricorrenti e rilevanti.

Per affrontare questo tema complesso rivestono particolare importanza i software di simulazione che a fronte della definizione dell'evento d'interesse, delle specifiche d'impianto, della morfologia del sito e di una serie di ulteriori dati possono fornire una valutazione della risposta alla sollecitazione causata.


Ovviamente non esistono allo stato dell'arte software che coprono tutte le possibili varianti delle sollecitazioni potenziali ma si dovranno scegliere caso per caso i prodotti Sw che più si prestano alla definizione dell'evento in esame.

Nello specifico si tratteranno con maggiore attenzione i software di simulazione specializzati per studiare gli effetti dei cicloni nelle diverse varianti e delle inondazioni sia quelle dirette che quelle scatenate da altri eventi.

Nei paragrafi seguenti si illustreranno alcuni software specializzati per specifici eventi estremi pur mantenendo un campo d'applicazione più ampio e che spesso coinvolge anche altre tipologie di eventi come all'uopo descritto.

Evento estremo: Tornado

Gli eventi estremi che ricadono nella categoria dei cicloni sono molto frequenti in alcune zone della terra e riveste particolare importanza studiarne gli effetti non solo per il design di nuovi impianti di produzione di energia elettrica ma anche per la verifica della sicurezza di quelli esistenti.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP2 – 042	0	L	70	95

In tal senso prendiamo a riferimento il caso della centrale nucleare della società Arkansas Nuclear One situata nella città di Russellville, Arkansas (USA), dove si riscontrano circa venti tornado ogni anno e illustriamo l'applicazione di un software di simulazione per la progettazione sicura di un impianto ausiliario.

Nei primi anni ottanta del secolo scorso si è presentata l'esigenza di costruire un nuovo serbatoio di acqua per il raffreddamento d'emergenza e per la progettazione è stata richiesta espressamente la resistenza ai tornado molto frequenti nei pressi del sito.



Figura 31 Serbatoio acqua di emergenza

E' stato dapprima utilizzato l'approccio di progettazione classico che consiste nell'eseguire la progettazione di massima e poi passare ad un modello in scala per valutare il comportamento agli eventi esterni.

Tale approccio però oltre a essere costoso risulta pure poco flessibile e richiede lunghi tempi d'esecuzione.

Si è cercato quindi di utilizzare un software che permettesse di simulare il comportamento del serbatoio quando sollecitato dal tornado in varie condizioni di forza del vento, angolo d'impatto e livello di acqua presente nel serbatoio.

Tramite il software Accupak/VE Mechanical Event Simulation della società ALGOR è stato possibile valutare le deformazioni subite dal serbatoio in funzione della forza del tornado e delle caratteristiche costruttive del serbatoio e del suo contenuto.

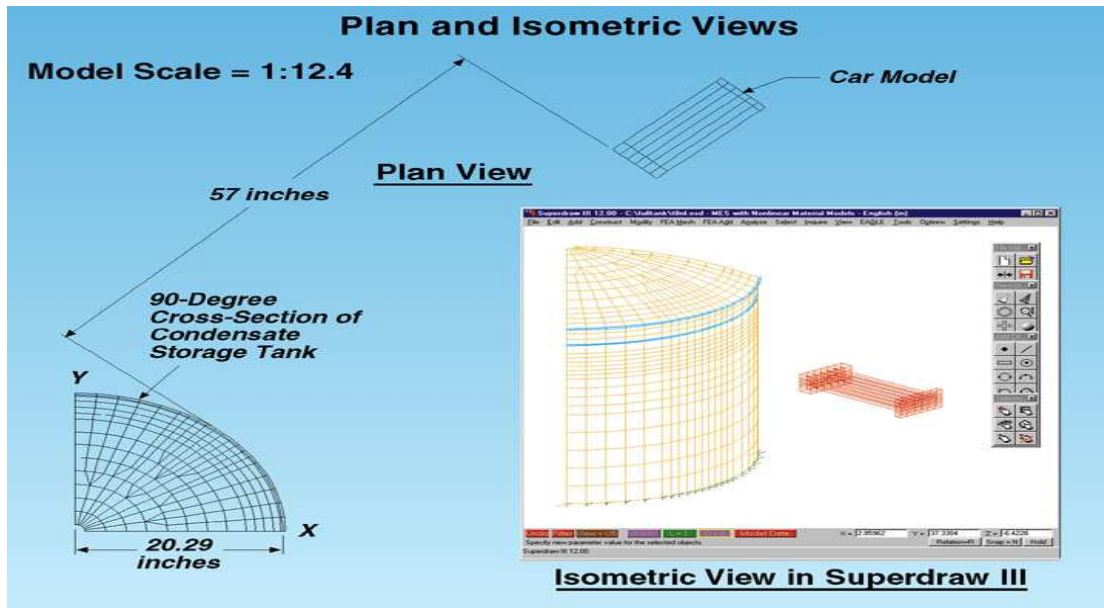


Figura 32 Simulazione effetti Tornado su serbatoio

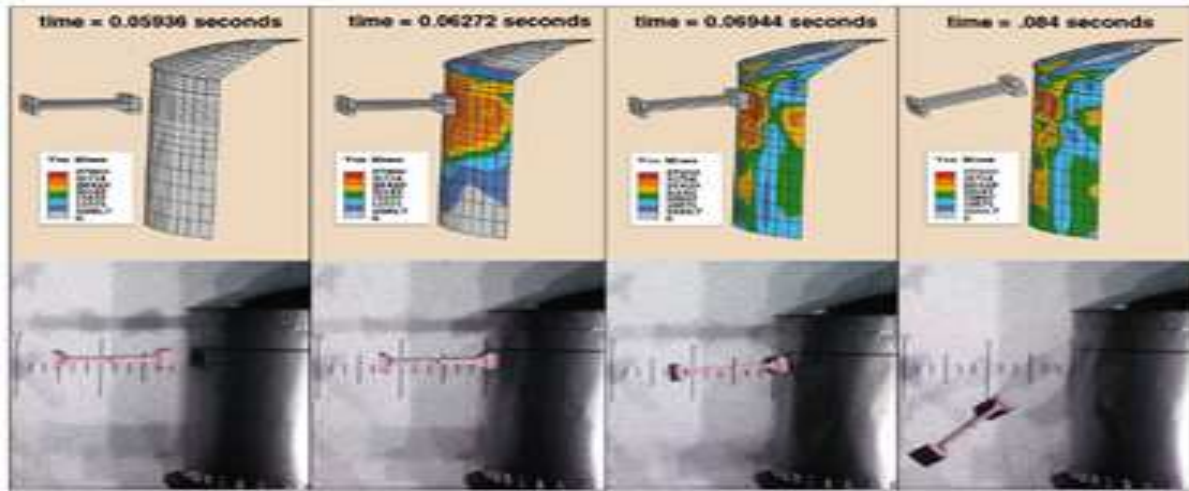


Figura 33 Simulazione di impatto di proiettile generato dal Tornado

Tabella 9 Variabili di Input/Output del modello ‘Tornado’

Variabili d’ingresso	Variabili d’uscita
Velocità del vento e sua angolazione Livello e pressione acqua contenuta Caratteristiche costruttive serbatoio	Evoluzione possibili deformazioni del serbatoio

L'utilizzo dei software di simulazione permette anche di gestire l'evoluzione delle normative di sicurezza e le eventuali modifiche da apportare alle strutture.

Per maggiori informazioni riguardo al case study presentato si può far riferimento al link seguente:

http://www.algor.com/news_pub/cust_app/enterg/entergy.asp

Riguardo al software utilizzato c'è da segnalare che nel tempo è stato acquisito dalla società Autodesk e inserito nella suite di prodotti Autodesk Simulation rinominandolo Autodesk Simulation Mechanical di cui al link seguente:

<http://www.autodesk.it/products/autodesk-simulation-family/features/simulation-mechanical>

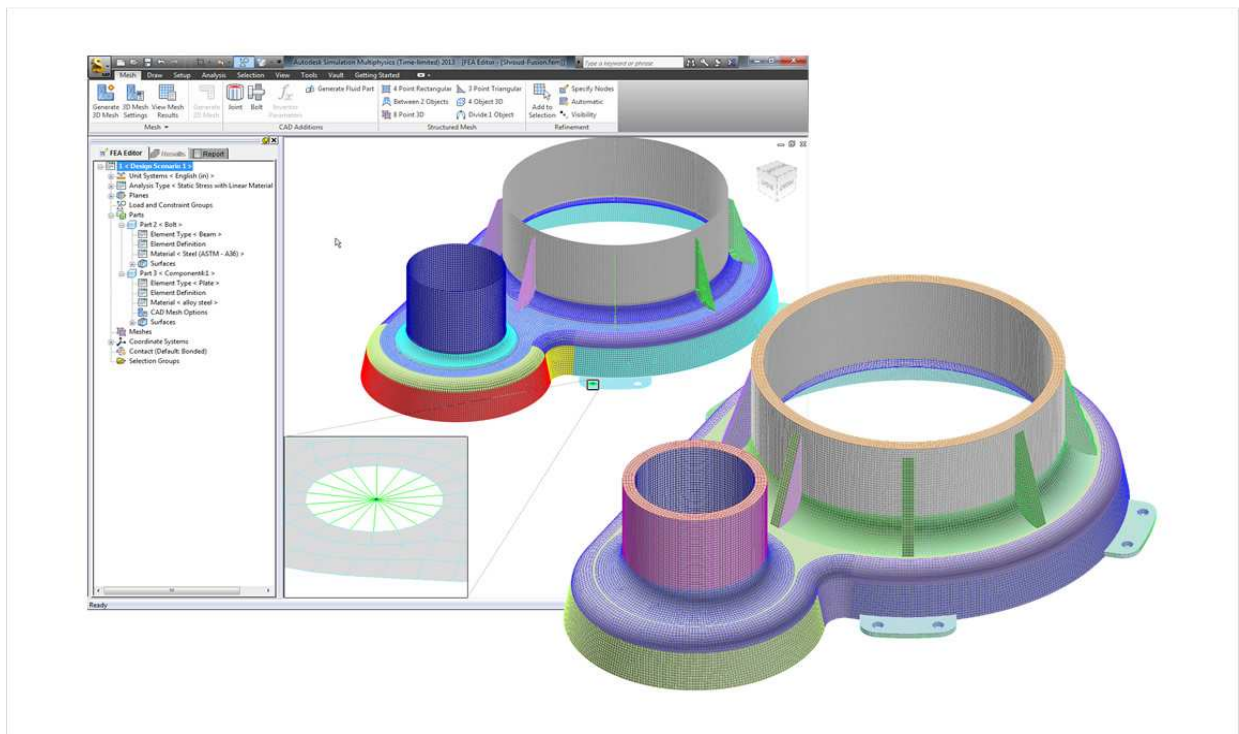



Figura 34 Interfaccia di Autodesk Simulation Mechanical

Per i requisiti di sistema richiesti fare riferimento al link seguente:

<http://usa.autodesk.com/adsk/servlet/ps/dl/item?siteID=123112&id=18375189&linkID=13806469>

Eventi estremi: Tsunami e Uragano

Gli eventi estremi che ricadono nella categoria degli tsunami sono oggetto di studio sempre più frequente e approfondito a causa della loro intrinseca distruttività nel caso in cui vengano colpite coste densamente abitate o insediamenti produttivi ad alto tasso di rischiosità come gli impianti nucleari.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP2 – 042	0	L	73	95

Interessa valutare l’impatto dello tsunami sugli obiettivi sensibili e simularne il comportamento in modo tale da adottare le opportune contromisure.

In tal senso un software di visualizzazione e analisi di dati geospaziali del sito d’interesse con la possibilità di inserire le infrastrutture oggetto di studio si rivela fondamentale per valutare l’impatto distruttivo di un evento come lo tsunami.

In tal senso è stato valutato il software Makai Voyager che permette la visualizzazione e l’analisi in formato 3D/4D dei dati geospaziali della terra nelle seguenti varianti: immagini del terreno e dei rilievi, LIDAR (Laser Imaging Detection and Ranging), volumi e flussi dei mari e dell’atmosfera.

Makai Voyager è stato sviluppato specificatamente per esplorare e comprendere grandi simulazioni ambientali in funzione del tempo e delle specificità del sito analizzato.

Utilizzando Makai Voyager come base di partenza per gli aspetti di visualizzazione e d’integrazione di dati quali mappe, GIS e tabelle di dati è possibile impiegare tool aggiuntivi specifici per alcuni campi d’applicazione comuni come quelli di seguito elencati:

- Climatologia
- Oceanografia e ingegneria
- Militare
- Gestione dei disastri ambientali
- Management climatico dei Data Center

Nel caso della gestione dei disastri ambientali Makai Voyager fornisce un tool integrato che permette la simulazione dei disastri naturali e l’impatto che hanno sulle attività umane.

I disastri naturali sono intrinsecamente caratterizzati da 4 dimensioni (3D più il tempo) e quindi la loro comprensione richiede la possibilità di visualizzare e analizzare i modelli di grandi dimensioni 4D prodotti da agenzie specializzate.

Tuttavia, la visualizzazione di questi modelli è rilevante solo nel contesto dei dati GIS reali che mostrano la posizione delle infrastrutture, centri abitati e i terreni. Makai Voyager unisce i risultati del modello con i dati GIS in modo tale da visualizzare le aree colpite con le maggiori informazioni possibili.

Makai può visualizzare come cambia la chimica dell’oceano, l’aumento del livello del mare, gli tsunami, gli uragani e le inondazioni, e situazioni di pericolo (anche nucleare).

Al seguente link sono elencati una serie di scenari in cui trova applicazione il software:

http://voyager.makai.com/Workspace_web.php

Al link seguente Makai Voyager viene utilizzato per visualizzare interattivamente un modello tsunami trans-Pacifico.

http://www.youtube.com/watch?v=PKuqI-dHeKo&feature=player_embedded

Si evidenzia il caso dell’inondazione causata dall’evento tsunami che a seguito dell’incidente di Fukushima trova universale interesse di studio.

Il software Makai Voyager permette di importare al suo interno gli edifici in 3D e gli oggetti interessati allo studio in modo tale che gli effetti dello tsunami o più in generale dell’inondazione possono essere modellati per comprenderne meglio l’evoluzione sui manufatti e le facility d’impianto.

Al link seguente si trova lo scenario uragano:

<http://www.youtube.com/watch?v=EbqVojwLo8c&feature=youtu.be>

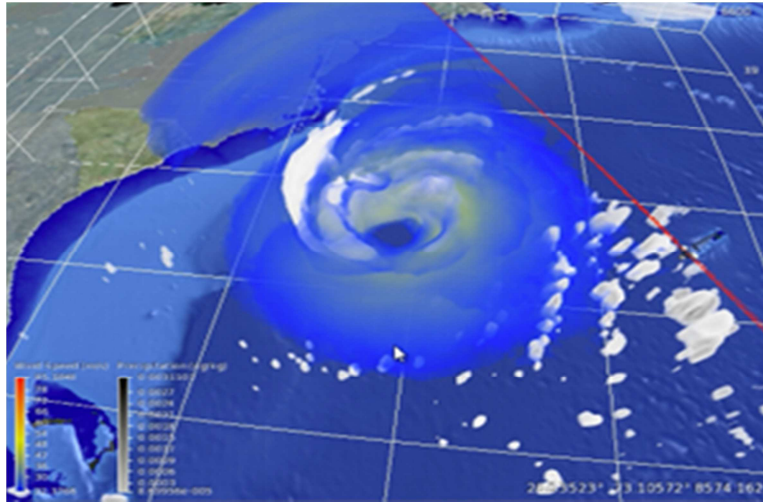


Figura 35 Simulazione di Uragano

Per i requisiti e per l'architettura di sistema richiesti fare riferimento al link seguente:

<https://voyager.makai.com/products.php>

Evento estremo: Inondazione

Per le tematiche delle acque sia di profondità che di superficie si può utilmente impiegare la suite di software di visualizzazione e simulazione proposti dalla società Aquaveo di cui al link seguente:

<http://aquaveo.com>

All'interno della suite risultano interessanti le seguenti applicazioni:

- Surface-water Modeling System (SMS)
- Watershed Modeling System (WMS)

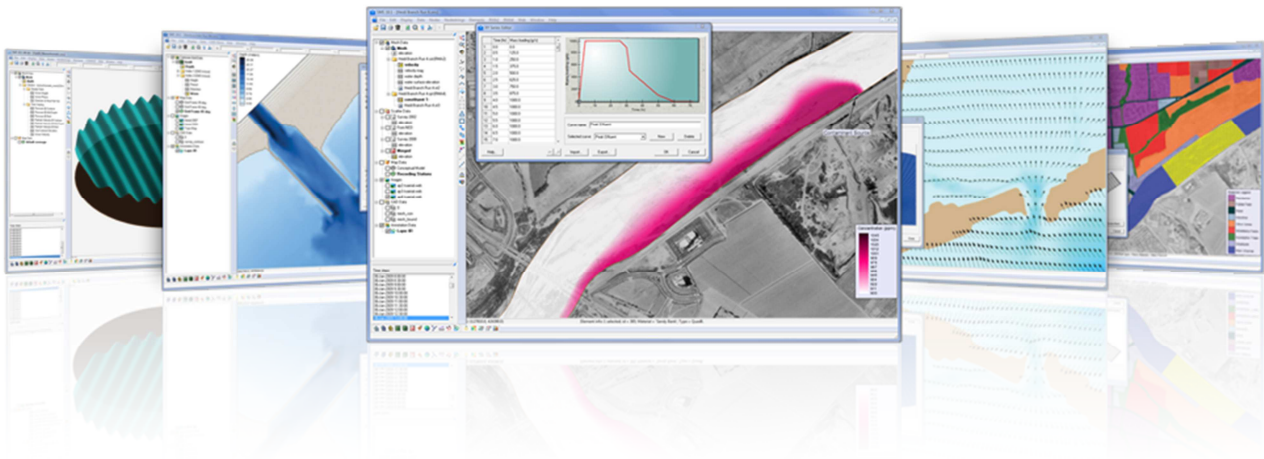


Figura 36 Schermate Software AQUAVEO

Il Surface-water Modeling System (SMS) è un sistema software di analisi integrato in una interfaccia grafica che permette di visualizzare, manipolare e comprendere dati numerici e le misure associate. All'interno del sistema SMS sono integrati numerosi tool che sono progettati per facilitare la creazione e la gestione di modelli numerici di fiumi, coste, insenature, baie, estuari e laghi.

Il sistema software WMS è invece utilizzato per l'analisi idrologica.

WMS permette eseguire la delimitazione automatica del bacino idrografico in esame e di calcolare importanti parametri come la zona del bacino, la pendenza e le distanze di deflusso. Fornisce anche un'interfaccia grafica per diversi modelli idraulici e idrologici. Con la sua gestione dei sistemi di coordinate, WMS è in grado di visualizzare e sovrapporre dati in coordinate reali. Il programma offre anche molti strumenti di visualizzazione ottimizzati per le superfici di terreno ed esportazione delle immagini per i report e le presentazioni.


Case study inondazione

Utilizzando la combinazione dei software SMS e WMS è stato condotto uno studio sui possibili scenari d'inondazione generati dalla rottura catastrofica di una nuova diga sul corso di un fiume.

Il progetto è ancora in fase di definizione e quindi risulta utile valutare l'impatto ambientale a priori in modo tale da effettuare eventuali modifiche progettuali.

Al fine di determinare la portata della piena in seguito alla rottura catastrofica della diga, Aquaveo ha sviluppato un modello di moto bidimensionale utilizzando il tool TUFLOW integrato in SMS.

Per coprire una superficie di circa 63 km² è stato utilizzato un modello a griglia con celle da 30 metri mentre 64,4 milioni di metri cubi di acqua sono stati diffusi in tutto il dominio del modello in diversi scenari di rottura della diga. Le profondità di inondazione sono state calcolate dal modello con una spaziatura di 15 metri.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP2 – 042	0	L	76	95

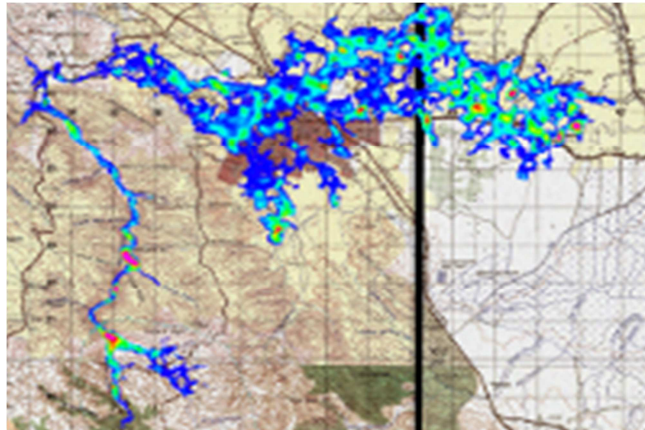


Figura 37 Simulazione di Uragano

Utilizzando un modello di moto bidimensionale per rappresentare la rottura della diga si è potuto tener conto del volume d'acqua disponibile e rappresentare il comportamento bidimensionale dell'onda di piena.

Impostando il modello con il software SMS è stato possibile creare immagini significative dei possibili scenari di rottura della diga e dei risultati post-processo per lo sviluppo di altri insiemi di dati tra cui la misura massima dell'inondazione.

Per maggiori dettagli fare riferimento al link seguente:

<http://www.aquaveo.com/profile-la-vega-dam-break>


Per i requisiti di sistema richiesti fare riferimento al link seguente:

http://www.xmswiki.com/xms/System_Requirements

4.5 Modellistica per la dispersione degli inquinanti a diverse scale

Nel corso degli ultimi anni, la valutazione delle possibili conseguenze radiologiche di un incidente strutturale presso un impianto nucleare o di un attacco terroristico associato ad un rilascio di sostanze radioattive è stata al centro dell'interesse nella preparazione di piani di emergenza degli specialisti di protezione dalle radiazioni, nonché di esperti che si occupano della dispersione di sostanze nocive nell'atmosfera. Strumenti adatti per queste analisi sono applicazioni di modelli matematici e fisici per la simulazione di questo tipo di eventi, in condizioni "realistiche".

Notevoli passi avanti sono stati fatti negli ultimi anni per superare le limitazioni intrinseche dei modelli Gaussiani e oggi si dispone di modelli tri-dimensionali (3D) in grado di riprodurre al meglio le caratteristiche del flusso atmosferico e seguire le variazioni spazio/temporali dei parametri dispersivi. I modelli Lagrangiani "a particelle" e quelli Euleriani "a griglia" sono gli strumenti più avanzati disponibili e possono oggi essere proposti per sistemi di controllo in considerazione di:

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP2 – 042	0	L	77	95

- miglior conoscenza dei meccanismi dispersivi operanti in atmosfera, in particolare nei primi 1,000 metri a contatto con il suolo, il cosiddetto Planetary Boundary Layer : campagne sperimentali intensive con misure di traccianti hanno consentito l'esplorazione delle incertezze presenti nei modelli e la messa a punto delle parametrizzazioni della turbolenza che consentono performance migliori ai modelli numerici;
- utilizzo di calcolatori più veloci e potenti : consentono di “discretizzare” il dominio di calcolo in un numero di elementi più elevato, fornendo ai modelli una miglior descrizione della realtà, sia in termini statici (caratteristiche degli edifici, dell'orografia e del tipo di suolo) che dinamici (individuazione di aree di ristagno/accelerazione, descrizione dell'evoluzione di fenomeni discontinui quali le brezze o l'alternarsi dei diversi regimi di turbolenza legati al ciclo giorno/notte);
- disponibilità di dati meteorologici su vasta scala : i Servizi Meteorologici possono fornire, campi tridimensionali di vento, temperatura, umidità e precipitazione elaborati da modelli di circolazione atmosferica a risoluzione spaziale sempre più spinta, in tempo reale e per le previsioni a diversi giorni.

L'utilizzo dei codici Lagrangiani si fa preferire nella simulazione di singole sorgenti rispetto ai modelli “a griglia” per la possibilità di descrivere accuratamente la dispersione vicino all'emissione e per la semplicità nel seguire la dispersione delle sostanze emesse in tutte le regioni di interesse, quantificando l'impatto sia a scala locale che a grandi distanze.

In particolare, per quanto concerne un sistema di allerta per un impianto nucleare, occorre poter simulare in modo realistico il comportamenti degli inquinanti sia a microscala che a scala locale.

Dispersione a microscala

La dinamica della dispersione di inquinanti a microscala è influenzata dalla presenza di ostacoli che alterano i flussi e, in ambienti confinati, possono portare ad episodi di elevato inquinamento: questo tipo di simulazione richiede una risoluzione spaziale molto dettagliata (dell'ordine del metro) ed i modelli utilizzati devono essere in grado di considerare opportunamente gli effetti indotti dalla presenza degli edifici sulla dispersione degli inquinanti (gassosi e particolato) emessi da diverse possibili sorgenti presenti nell'impianto o a seguito di rilasci accidentali.

Occorre quindi poter utilizzare direttamente una *cartografia tridimensionale ad elevata risoluzione*, per la definizione degli ostacoli, un *preprocessore meteorologico per la definizione dei flussi* intorno a questi e di un *modello di dispersione lagrangiano “a particelle”* con tempi di risposta rapidi.

Questi modelli garantiscono una notevole flessibilità nel riprodurre ogni tipo di sorgente: infatti le diverse geometrie dell'area da cui fuoriescono gli inquinanti vengono definite come punti, linee, aree o volumi all'interno dei quali vengono generate inizialmente le particelle che rappresentano l'inquinante; la quantità dell'emissione può essere modulata nel tempo esattamente come avviene in realtà simulando sorgenti non stazionarie, con emissioni presenti solo negli intervalli di tempo definiti.

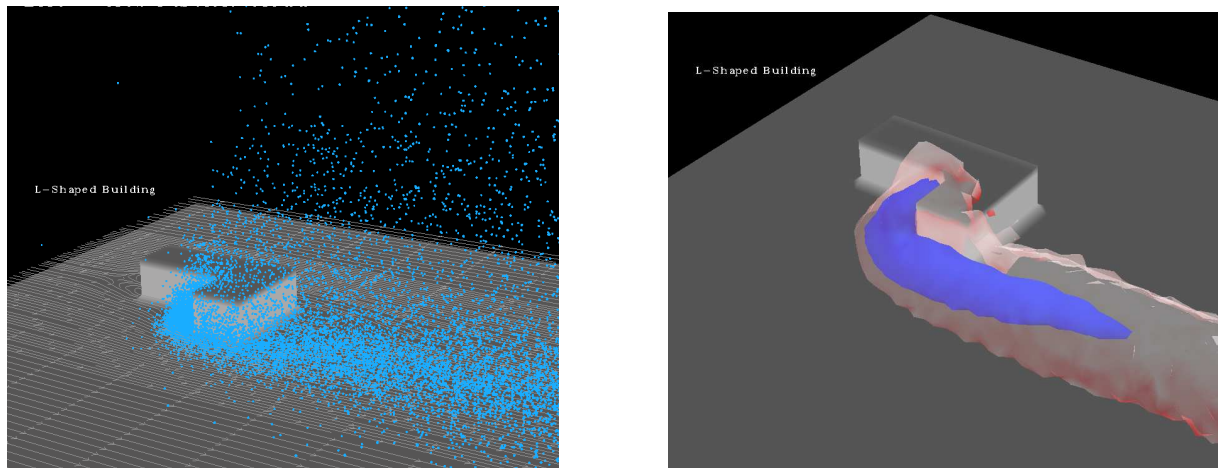


Figura 38 Visualizzazione di un pennacchio simulato da un modello lagrangiano “a particelle” (sinistra), emesse all’interno di un ostacolo a forma di “L” e trasportate dietro l’ostacolo stesso e corrispondenti involucri tridimensionali di concentrazione superiore a due differenti soglie (destra).

I termini di trasporto vengono definiti con un modello diagnostico che ricostruisce un campo di vento tenendo conto sia della presenza di orografia complessa che degli ostacoli presenti nel dominio di calcolo: la ricostruzione tridimensionale avviene attraverso una fase iniziale di interpolazione, durante la quale sono identificati sia gli ostacoli che le regioni dove il flusso atmosferico risulta esserne influenzato; in una seconda fase il campo di vento interpolato viene ricalcolato mediante l’applicazione del principio di conservazione della massa, garantendo l’impermeabilità delle zone occupate dagli ostacoli. Il campo di vento finale generato è in grado di riprodurre effetti complessi determinati dagli ostacoli, quali ad esempio la presenza di scie e zone di ricircolazione, che possono avere effetti come la stagnazione e il confinamento degli inquinanti.

La turbolenza atmosferica viene ricostruita utilizzando diversi schemi di parametrizzazione consolidati in letteratura e la dispersione delle sostanze inquinanti viene realizzata con il modello lagrangiano, tenendo conto della presenza degli ostacoli. In particolare, si può seguire l’evoluzione degli inquinanti con "particelle virtuali" il cui movimento medio in un dominio tridimensionale è definito dal vento locale e la cui dispersione è ottenuta da velocità casuali che riproducono le caratteristiche statistiche della turbolenza atmosferica locale. In questo modo, differenti parti del pennacchio emesso possono "vedere" differenti condizioni atmosferiche e topografiche, permettendo simulazioni più realistiche in condizioni transitorie e fortemente non omogenee. L’influenza degli ostacoli è riprodotta imponendo che le relative superfici siano impermeabili al flusso, così da riflettere le particelle.

I modelli lagrangiani sono in grado di simulare i processi di deposizione umida e secca e il decadimento radioattivo delle sostanze emesse. Inoltre può essere simulata la dispersione dei gas pesanti o più leggeri dell’aria (plume rise dinamico), sia per emissioni a quote elevate che al suolo. Possono essere trattati anche le dinamiche relative a jet sia orizzontali che verticali, caratteristiche peculiari di situazioni incidentali.

Il modello fornisce campi 3D di concentrazione determinate da sorgenti puntiformi, lineari, areali o volumetriche, facilmente adattabili ad una complessa situazione industriale, come ad esempio illustrato nella figura seguente che rappresenta le possibili aree di emissione da un edificio dove si produce una perdita di sostanze gassose.

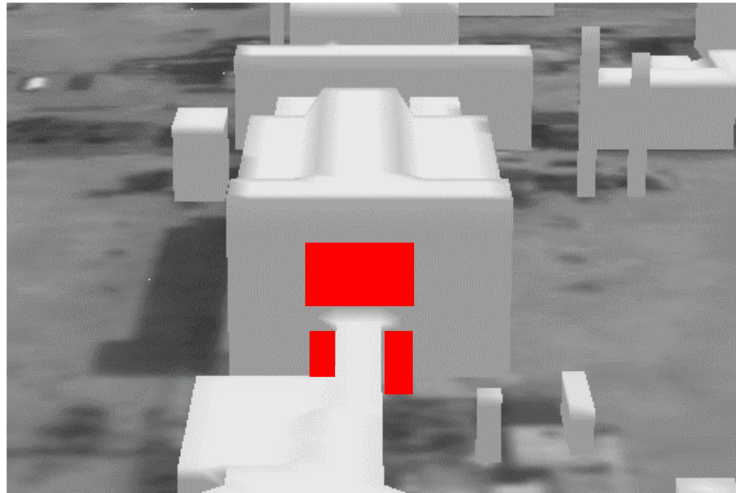


Figura 39 Definizione di sorgenti in contesto industriale. Le aree in rosso rappresentano zone di emissione di particelle computazionali, che rappresentano la zona emissiva ipotizzata.

La figura seguente mostra un esempio di output del campo di concentrazioni al suolo per una simulazione di emissione dal sito industriale.

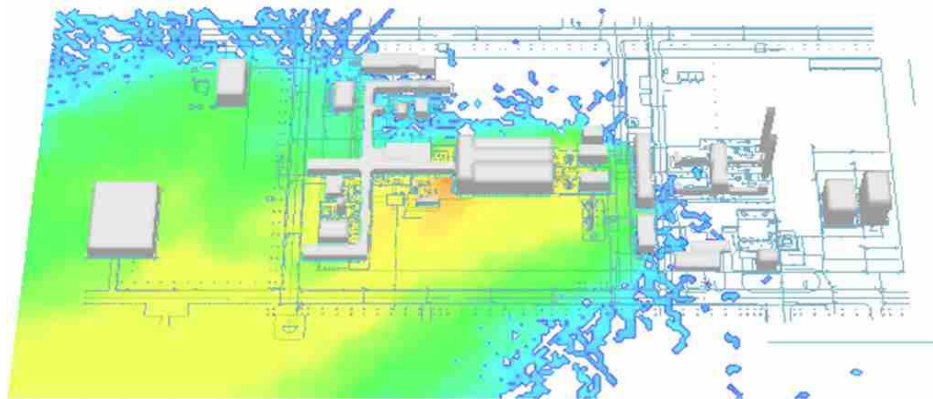


Figura 40 Esempio di un campo di concentrazioni al suolo ottenute in contesto industriale.

La descrizione di un rilascio accidentale in un impianto complesso o di un sito che presenta ostacoli significativi anche nei dintorni, richiede l'utilizzo di calcolatori paralleli in grado di simulare la dispersione di un numero rilevante di particelle con un dettaglio sufficiente a descrivere tutte le possibili interazioni e con tempi di calcolo rapidi in modo da garantire l'immediata fruizione delle informazioni per le squadre di intervento.

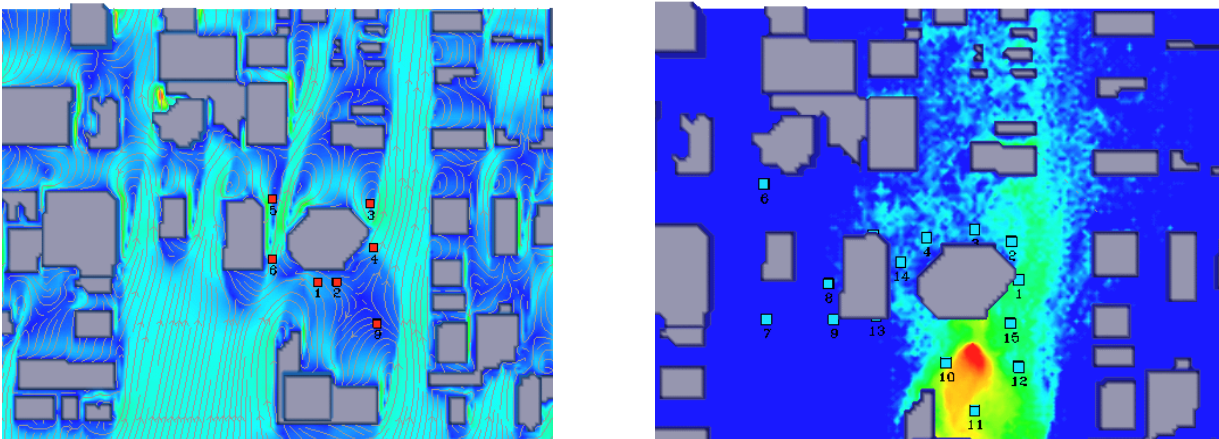


Figura 41 Campo di flusso in prossimità del suolo in presenza di numerosi edifici (sinistra) e campo di concentrazioni al suolo (destra) per una sorgente puntiforme posta in prossimità della zona rossa. Si nota come il pennacchio subisce spostamenti, ricircoli e fenomeni di splitting a causa della presenza degli ostacoli.

Dispersione a scala locale

Al di fuori di un raggio di 1 km dall'impianto, l'influenza degli ostacoli sulla dispersione di un rilascio accidentale è meno importante, mentre diventa determinante la definizione del campo di vento e di turbolenza locale: a questa scala i modelli lagrangiani "a particelle" hanno già offerto prove di efficienza e affidabilità e sono utilizzati in sistemi "real time" per la definizione immediata delle zone di impatto. Buoni risultati sono ottenuti grazie alla capacità di questi modelli nell'affrontare situazioni meteo-dispersive critiche, quali:

- simulazione della dispersione in situazione di calma di vento considerando i fenomeni di stagnazione ed accumulo;
- riproduzione dell'impatto orografico e delle brezze di terra/mare;
- possibilità di considerare le inversioni verticali di temperatura e i cambiamenti di direzione e di intensità del vento con la quota;
- passaggio dinamico e coerente tra le situazioni stabili notturne e quelle convettive tipiche del periodo diurno e viceversa;
- ricircolo dell'inquinante nel dominio di calcolo a seguito di inversione nella direzione del vento.

Il dominio di calcolo su cui si eseguiranno le simulazioni riguarderà un'area di raggio 30 km nei dintorni dell'impianto con risoluzione dell'ordine di 100-200 m. : per la definizione dei campi di vento e di turbolenza, saranno utilizzati modelli 3D prognostici in grado di assimilare misure locali e campi meteorologici a più ampia scala ottenuti dalle previsioni sinottiche a scala globale fornite dai Servizi Meteorologici: determinante in questo caso sono le operazioni di nesting a griglia innestate per risolvere nel dettaglio le caratteristiche topografiche ed orografiche del territorio in esame. Anche per queste discese di scala con il modello meteorologico è utile l'uso di un calcolatore parallelo per avere i campi ad alta risoluzione in tempi brevi.

I campi meteorologici 3D sono il dominio in cui agisce il modello a particelle per simulare la dispersione degli inquinanti rilasciati dall'impianto; i termini di sorgente sono ottenuti dalla simulazione a microscala descritta in precedenza: in questo modo si terrà conto delle interazioni con gli ostacoli che potranno determinare la separazione in diverse parti del rilascio iniziale.

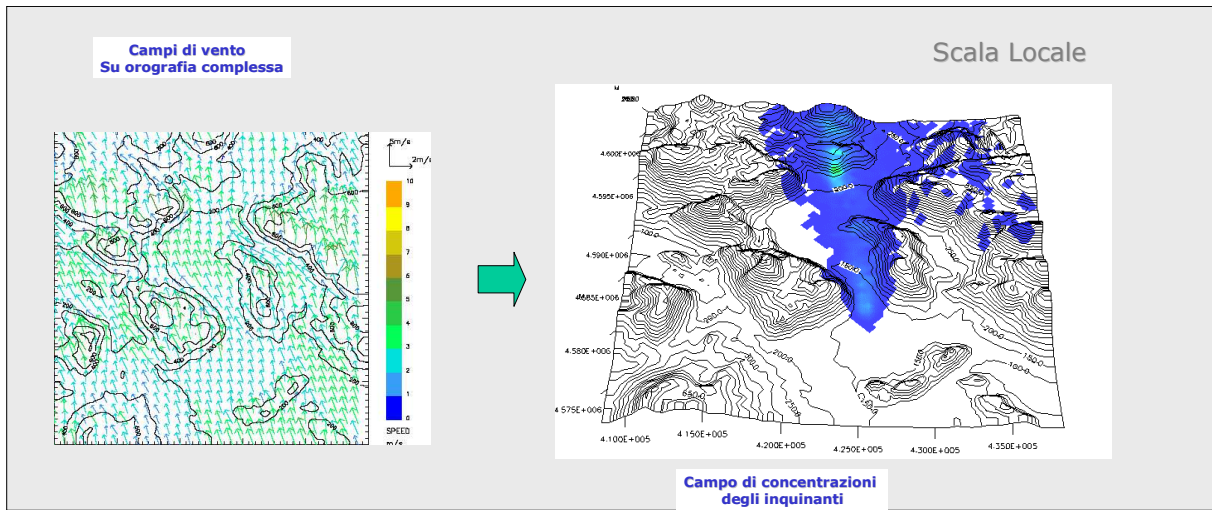


Figura 42 Esempio di ricostruzione dei campi di vento a scala locale con valutazione dell’impatto di singole sorgenti attraverso l’uso di un modello lagrangiano a particelle

Su scale più ampie (regionali e planetaria) la simulazione del destino del rilascio inquinante potrà essere eseguita con semplici modelli lagrangiani a traiettorie, utilizzando i risultati della simulazione a scala locale e le previsioni meteorologiche sinottiche.

Seguono 2 figure (Figura 43 e Figura 44) relative al sistema in tempo reale funzionante presso il CIPA (Consorzio Industriale per la Protezione dell’Ambiente) nella zona industriale di Priolo, per esemplificare il processo di nesting dei campi meteorologici e la simulazione dell’impatto delle emissioni industriali, resa più comprensibile grazie alla visualizzazione con GoogleEarth delle mappe direttamente sulla topografia del territorio.

(Con il contributo di ARIANET srl - Milano)

Domini di Calcolo di RAMS e SPRAY

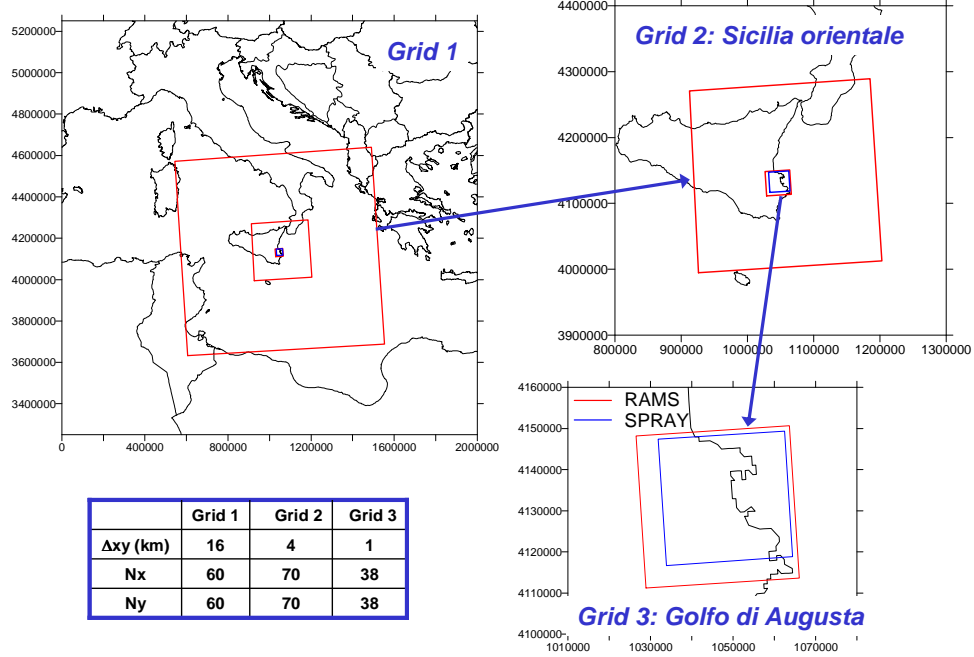


Figura 43 Simulazioni condotte presso il CIPA (1 di 2)

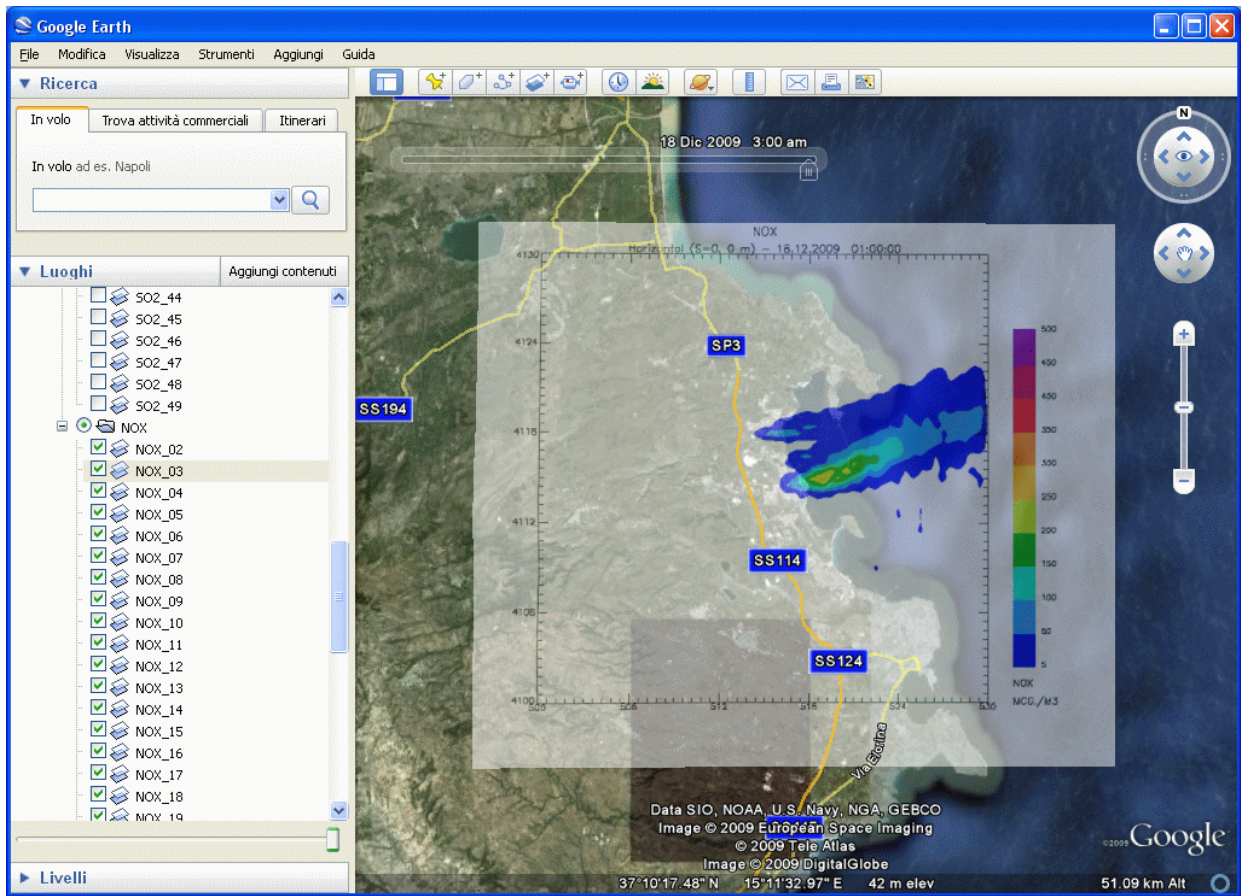


Figura 44 Simulazioni condotte presso il CIPA (2 di 2)


4.6 Simulazione di Sistemi I&C in reattori a metallo liquido

I sistemi di strumentazione e controllo (I&C) di un reattore nucleare garantiscono all'operatore la possibilità di monitorare, controllare e tenere in protezione tutti i sistemi rilevanti di impianto istante per istante. Si tratta pertanto di uno degli aspetti principali da tenere in conto in fase di progettazione di un nuovo impianto poiché da essi dipende la garanzia che i parametri rilevanti per le performance e la sicurezza siano sempre e in ogni condizione all'interno degli intervalli previsti dal progetto.

Nel caso dei reattori raffreddati a piombo o piombo-bismuto liquido, a causa dello scarso numero di progetti sviluppati con successo e della riservatezza dei dati dei progetti recentemente conclusi, o attualmente ancora in fase di sviluppo, non è possibile disporre della documentazione necessaria a svolgere una rassegna completa ed esaustiva dei sistemi di strumentazione e controllo che compongono un reattore di riferimento.

Cionondimeno, in questa fase preliminare di studio di fattibilità è opportuno prescindere dal reattore di riferimento e concentrarsi sugli aspetti generali del progetto di un sistema I&C all'interno di un simulatore di impianto. Di conseguenza, in molte delle scelte sarà sufficiente riferirsi a sistemi di strumentazione, controllo e protezione sviluppati per impianti refrigerati ad acqua (o a sodio liquido), evidenziando le eventuali differenze in termini di specifiche di progetto, ma adottando le soluzioni tecnologiche di fondo già ampiamente disponibili.

In termini generali, va sottolineato come negli ultimi anni si stia assistendo a un lento ma progressivo passaggio da sistemi I&C analogici a sistemi I&C digitali o digitalizzati (per impianti di generazione pre-digitale). Di tale tendenza si ha evidenza anche nello sviluppo dei nuovi simulatori che implementano le caratteristiche di tali sistemi digitali di controllo, spesso denominati Distributed Control Systems (DCS).

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP2 – 042	0	L	84	95

Tipicamente un DCS impiega per il controllo processori progettati dall'utente attraverso software, interconnessioni e protocolli di comunicazione proprietari. Tali controllori possono offrire potenzialità illimitate e oltre alle classiche classi di controllo PID permettono anche l'implementazione di modelli di controllo logico e sequenziale. I moduli di I/O sono parte del DCS, connessi al processore tramite bus di collegamento, attraverso i quali il DCS è connesso alle console di controllo che svolgono la funzione di interfaccia uomo-macchina (HMI, Human-Machine Interface).

In letteratura sono riportate normalmente tre tecniche per implementare un DCS nel processo di simulazione in modo che il collegamento funzionale e operativo sia assicurato in garanzia di qualità: *stimolazione, emulazione e simulazione* (cfr. IAEA publication: IAEA-TECDOC-1500, *Guidelines for upgrade and modernization of nuclear power plant simulators*).

La stimolazione consiste nell'implementazione sul simulatore di una replica del DCS dell'impianto di riferimento impiegando hardware effettivo del DCS e software applicativo come installato sull'impianto considerato.

L'emulazione consiste nell'implementazione sul simulatore del DCS dell'impianto di riferimento impiegando lo stesso software installato sull'impianto ma con un hardware semplificato (si parla in tal caso di "macchina virtuale").

La simulazione consiste nell'implementazione sul simulatore del DCS dell'impianto di riferimento simulandone le principali funzionalità attraverso modelli e tool di simulazione.

Ognuna di tali tecniche presenta vantaggi e svantaggi che dipendono spesso dall'applicazione considerata, dalla tecnologia scelta, dal tipo di simulatore desiderato, dai costi.

In generale, la stimolazione è preferibile per il pre-testing di variazioni di impianto o per implementare rapidamente delle modifiche grazie alla maggiore capacità di replica delle proprietà fisiche e funzionali dell'impianto.

Se il parametro economico diventa vincolante è allora preferibile la tecnica dell'emulazione, che garantisce un minore livello di replicabilità fisica e funzionale ma con costi ridotti.


Un'ulteriore diminuzione del budget di spesa complessivo disponibile conduce alla scelta della tecnica della simulazione, a patto che siano disponibili tutti i dati proprietari del DCS. In tal caso, la riduzione dei costi di licenza dell'hardware e del software relativo viene tuttavia ripagata in termini di un aumento del tempo richiesto per la validazione dei modelli di simulazione e per una valutazione complessiva dell'affidabilità dell'intero sistema simulato.

Per quanto riguarda l'Interfaccia Uomo-Macchina, la scelta della tecnica da impiegare dipende dall'interfaccia di comunicazione e dalle scelte tecnologiche. L'emulazione è particolarmente indicata quando si hanno a disposizione macchine di calcolo potenti e avanzate.

Per piattaforme di calcolo commerciali la stimolazione può essere la tecnica migliore perché riproduce meglio la complessità dell'impianto. La simulazione resta da preferire nel caso dei pre-test e in tutta la fase di prototipazione che accompagna lo sviluppo.

Una volta scelta, sulla base delle specifiche di progetto, quale tipo di tecnica adottare per il simulatore, è possibile affrontare uno studio di fattibilità che scenda nel dettaglio della singola strumentazione dell'impianto scelto.

Una rassegna dettagliata sui sistemi di strumentazione e controllo per impianti a metallo liquido è riportata nel documento del presente Programma Annuale di Realizzazione 2012 intitolato *Analisi dei sistemi di strumentazione e controllo previsti in alcuni progetti su reattori al piombo attualmente in sviluppo a livello internazionale* (ADPFISS-LP2-012). Ad essa si potrà attingere per realizzare il progetto di massima del simulatore per ciò che concerne i sistemi DCS e HMI.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP2 – 042	0	L	85	95

4.7 *Possibile Architettura di una Piattaforma di Simulazione Ingegneristica avanzata per reattori refrigerati al Pb*

Alla luce di quanto discusso nei paragrafi precedenti viene qui proposta una prima plausibile Piattaforma di Simulazione Ingegneristica.

Al fine di favorire la larga utilizzabilità, per scopi progettuali focalizzati su diverse problematiche di processo, i moduli qui evidenziati potranno includere modelli software ad elevata complessità e modelli di maggiore semplicità ma pur sempre in grado di rappresentare il Sistema Centrale con sufficiente accuratezza.

I componenti software principali della proposta architettura di piattaforma di simulazione ingegneristica sono i seguenti (Figura 45)

- a) Software di simulazione del nocciolo e della neutronica ('CORE-SIM')
- b) Software di simulazione dei circuiti primari contenenti il refrigerante piombo liquido ('RCS-SIM')
- c) Software di simulazione dei circuiti secondari in acqua (dai Generatori di vapore alla turbina) denominato qui SEC-SIM
- d) Software di simulazione dei sistemi ausiliari e di emergenza (es. DHR e CVCS) : AUX-SIM
- e) Software di simulazione degli incidenti severi (fino alla stima del termine di sorgente) : SA-SIM
- f) Software(s) di simulazione impatti sul territorio ('IMP-SIM')
- g) Software(s) di simulazione eventi naturali e loro impatti sulla centrale (EXTEVE-SIM)
- h) Software di simulazione del sistema di misura e controllo (I&C) inclusi i sistemi di allarme (I&C SIM)
- i) Software di coordinamento e gestione dei tools sopra elencati (spesso denominato 'software manager' o 'sim.exe')

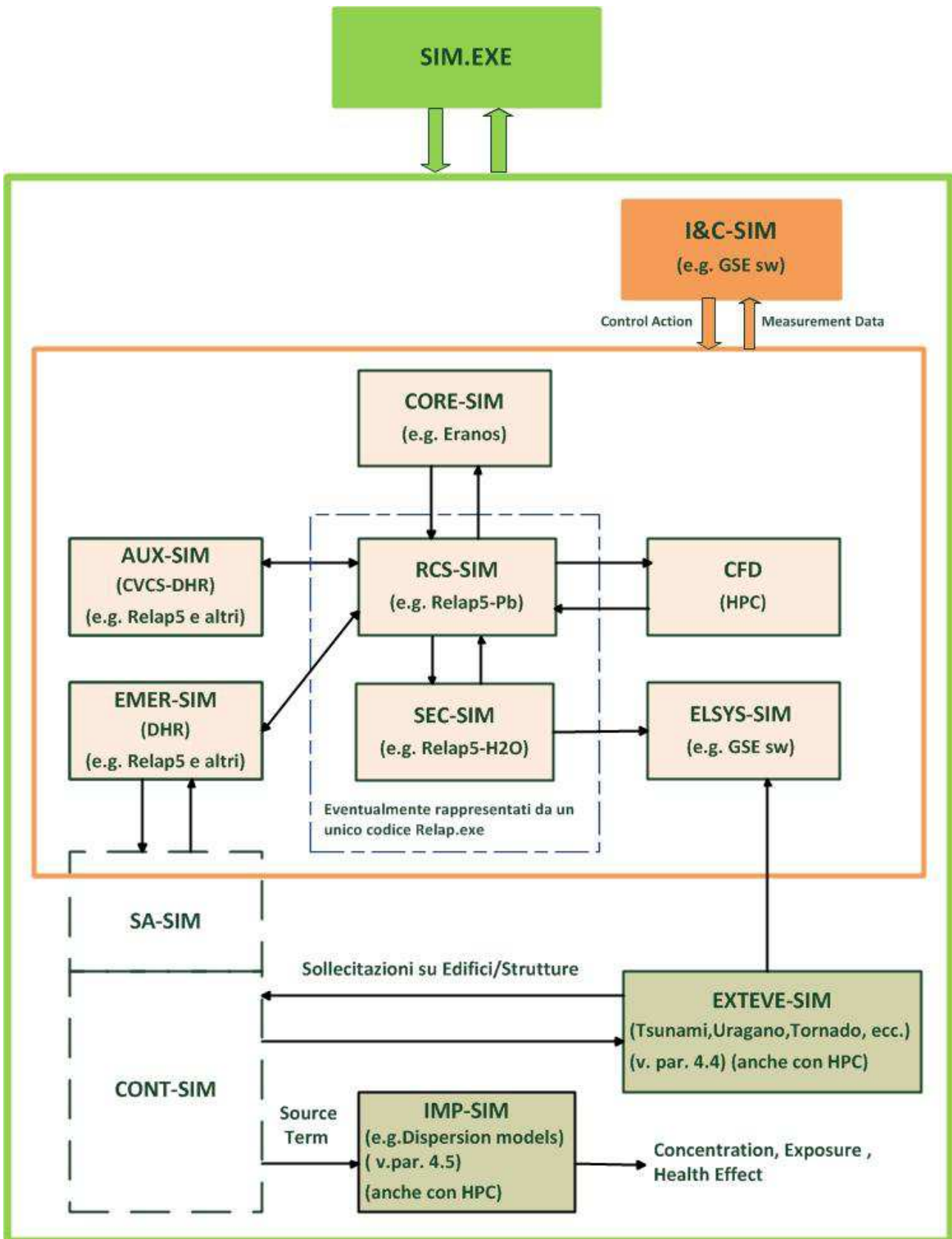



Figura 45 Possibile Architettura di Piattaforma di Simulazione Ingegneristica

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP2 – 042	0	L	87	95

4.7.1 Software di simulazione del nocciolo e della neutronica

Questo elemento è centrale nella realizzazione di un simulatore di ingegneria per reattori nucleari, ed in particolare quando trattasi di reattori veloci. Alla luce delle considerazioni espresse nei precedenti paragrafi la scelta di riferimento potrebbe cadere su ERANOS, codice di fama ed elevato valore tecnico-scientifico. Essendo però tale codice usato prevalentemente se non esclusivamente per attività di progettazione di dettaglio, occorrerà prevedere nella Piattaforma anche una soluzione ‘fast running’ che consenta all’insieme dei modelli integrati di operare in tempi compatibili con l’analisi di sistema, al limite anche in modalità real-time. Come già indicato in precedenza verrà valutata l’opzione del software Frenetic realizzato dal Politecnico di Torino

4.7.2 Software di simulazione dei circuiti primari di raffreddamento

Per questa fondamentale parte di impianto si evidenziano vari elementi a favore del Relap5, evidentemente in una delle versioni che contemplano il Pb fuso come fluido (R53D o versione NRC modificata). A causa delle difficoltà del codice di sistema Relap a simulare gli effetti 3D nella tanca si dovrà considerare l’ipotesi dell’accoppiamento (on line oppure off line) con un codice CFD in grado di ridurre l’incertezza su tali fenomeni. Codici CFD sono disponibili sul sistema HPC CRESCO di ENEA. Evidentemente l’utilizzo del RELAP sarà compatibile sia con una modalità di funzionamento ‘detailed project’ (allorché ci si focalizzerà su aspetti dei sistemi primari) che nella modalità ‘fast running’ (da usare in analisi in cui ha interesse il comportamento di sistema oppure in cui il focus è su un diverso processo e si richiede al modulo di termoidraulica di non impegnare troppo la macchina). Tale flessibilità discende dalla possibilità di utilizzare nodalizzazioni più o meno dettagliate.


4.7.3 Software di simulazione dei circuiti secondari

Trattandosi di circuiti in acqua anche per il ‘secondario’ si può convergere sull’uso del Relap. Questo potrà avvenire in maniera ‘integrata col primario’ (unico eseguibile con circuiti in Pb e circuiti in acqua) o con due eseguibili distinti qualora fosse rilevante il fattore velocità di esecuzione (soluzione molto cara alla GSE Systems per i loro simulatori). Tenuto conto dell’esperienza già maturata in ENEA su una simulazione integrata primario-secondario, e poiché la velocità di esecuzione non è un fattore troppo stringente per una Piattaforma Ingegneristica, con ogni probabilità si opterà per la prima soluzione. Anche in questo caso versioni più accurate e versioni più veloci del modulo ‘secondary system’ sono ottenibili entrambe usando lo stesso software Relap con nodalizzazioni differenziate.

4.7.4 Sistemi ausiliari e di emergenza

Questa parte della Piattaforma contiene elementi che soddisfano necessità anche molto diverse tra loro e quindi avranno diversa natura informatica. Per quei sistemi che sono in sostanza circuiti in Pb o in acqua potremo ancora usare il codice Relap5, molto probabilmente in unica nodalizzazione ed eseguibile coi circuiti primari e secondari (es. il sistema di riempimento). Per gli altri sistemi di natura diversa saranno necessari tools ad hoc, attualmente da individuare ed eventualmente da realizzare su misura. Al momento sono stati individuati i seguenti sistemi da modellare in maniera più o meno accurata in funzione dei gradi di criticità del sistema considerato:

- sistema di rimozione del calore residuo (DHR)
- sistema di trattamento del refrigerante del primario (CVCS)
- sistema di refueling

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP2 – 042	0	L	88	95

- sistema di raffreddamento di emergenza del vessel
- sistema di riempimento (e svuotamento) del circuito primario
- sistema di riscaldamento elettrico del circuito primario
- sistema di ventilazione di emergenza
- sistema di rilevamento di danneggiamento del cladding

4.7.5 Simulazione incidenti severi.


Non risultano attualmente esistenti software standalone o suite integrate per la analisi di incidenti severi per reattori refrigerati al piombo. Esistono codici per Severe Accidents in Reattori Veloci (ma solo per il caso Sodio) : troviamo infatti SIMMER (tedesco), ASTEC (franco - tedesco), SAS (Argonne National Laboratory In USA). In ogni caso appare opportuno progettare una architettura di riferimento per la PSI che contenga tale elemento poiché nell'era del dopo Fukushima non è pensabile di condurre in prospettiva analisi di sicurezza e sviluppare la progettazione di dettaglio avendo come unico riferimento gli incidenti entro 'i limiti di progetto'. Occorrerà quantificare la 'resilience' del progetto innovativo rispetto ad eventi 'Beyond Design Bases'. La più profonda dimostrazione di 'maggior sicurezza' dei reattori di IV generazione verrà dalla considerazione di eventi interni ed esterni di particolare gravità anche se di bassissima probabilità, e dal poter concludere che anche in tali casi l'impatto su ambiente e popolazione sarebbe molto limitato se non insignificante. A tal fine sarà necessario anche disporre di adeguati moduli di Impatto sul Territorio (v. appresso).

4.7.6 Simulazione impatti sul territorio

Nel paragrafo 4.4 sono stati discussi aspetti di moderni software per l'analisi della dispersione in aria di inquinanti (anche radioattivi). Tali software sono la base per una stima (in caso di incidenti con rilascio dal contenimento) delle esposizioni della popolazione e dei conseguenti prevedibili danni alla salute (modelli di esposizione e di health effect non vengono descritti in questo lavoro non apparendo come significativamente evolutivi rispetto al passato ma rientreranno tra gli obiettivi della descrizione di dettaglio della architettura di una PSI da realizzare nel corso del PAR 2013). Il focus qui è sulla selezione di tools ad alta accuratezza - ma accettabile consumo di tempo - in grado di fornire concentrazioni con adeguata risoluzione spazio temporale nei dintorni della centrale (modelli short range o 'micro') e valori pur sempre accurati e credibili a distanze maggiori (simulazioni medium range - o 'local' - in genere su scala provinciale-regionale e distanze tipiche delle decine di Km). La accuratezza di tali elementi della piattaforma di simulazione appare uno degli elementi strategici per la credibilità della progettazione e delle verifiche di sicurezza dei nuovi reattori Gen. IV. I software brevemente discussi in questo capitolo potrebbero già fornire una soluzione relativamente 'leggera'. Soluzioni più sofisticate e time demanding potranno venire dalla considerazione dei tools attualmente di 'punta' quali quelli realizzati da ARIA Technologies nell'ambito del progetto AIRCITY.

4.7.7 Simulazione eventi naturali estremi e loro impatti su centrale

Le principali 'lessons learned' dall'incidente di Fukushima – così come sottolineato più volte nel corso degli ultimi due anni dal network dei regulators ENSREG ed altri soggetti internazionali e nazionali – riguardano la sottovalutazione degli effetti di eventi naturali estremi, di bassa probabilità e forte intensità. Se una crescente sensibilità verso gli eventi sismici e gli tsunami appare semplicemente ovvia, colpisce il richiamo a considerare molto meglio che in passato gli eventi

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP2 – 042	0	L	89	95

estremi di tipo ‘meteo’. Probabilmente tale accento è legato alla diffusa percezione che a causa dei cambiamenti globali, e l’atteso riscaldamento del pianeta nei prossimi decenni, le future centrali nucleari saranno chiamate a resistere ad eventi meteo estremi (uragani, tornado, connesse inondazioni...) aventi parametri di intensità non sperimentata sinora nell’era moderna. Quindi da una parte sarà necessario prevedere (in collaborazione con climatologi ed esperti di ambiente globale) in quale misura tali eventi si aggraveranno per intensità e frequenza, e dall’altra occorrerà usare metodi di calcolo non banali ma sufficientemente sofisticati da risultare credibili e convincenti sia ai progettisti che alle autorità di sicurezza ed alla fondamentale e sempre più ‘decisiva’ Opinione Pubblica.

In questo lavoro preliminare di progettazione di una PSI sono dunque stati individuati alcuni software che potrebbero soddisfare la necessità progettuale. Tali tools sono brevemente descritti nella precedente sezione 4.4 e rappresentati come una unica entità nella Figura 45 ove è rappresentata la architettura di ‘primo tentativo’ per una PSI avanzata ‘post Fukushima’ per reattori di IV generazione raffreddati al piombo. Evidentemente tali codici dovranno essere accoppiati a modelli di valutazione strutturale da applicare agli elementi critici della centrale (contenimento, sistemi elettrici, pozzo termico, eventuali ulteriori edifici contenenti sistemi rilevanti per la sicurezza). Anche per questi moduli si porrà al momento opportuno la decisione di utilizzare (se ritenuto necessario) due versioni di cui una più accurata per utilizzi ‘design’ ed una più veloce per analisi di sistema in cui il focus è eventualmente su un’altra sezione della catena modellistica.


4.7.8 Simulazione sistemi I&C

Qualunque tipo di impianto nucleare necessita di sistemi di misura e di controllo di elevata qualità e prestazione. Una delle applicazioni ‘canoniche’ dei simulatori ingegneristici è proprio lo sviluppo e la verifica finale di tali sistemi. Dal punto di vista della disponibilità di software tools usabili a tal fine non si intravedono al momento problemi particolari. Come ovvio i realizzatori di simulatori a livello mondiale già dispongono di pacchetti software affidabili e accurati usabili a tal fine (ad es. il sw JControl della GSE di Baltimora che realizza simulatori per numerosi clienti a cominciare da Westinghouse). Peraltro alcuni elementi caratterizzanti i reattori al piombo e la relativa strumentazione arrivano da una attività condotta in UTFISST in questo medesimo PAR2012 (v.deliverable LP2-12). La particolarità del software che deve simulare il Sistema di Misura e Controllo è la elevatissima interconnessione con gli altri ‘tools’ della Piattaforma Ingegneristica, come rimarcato graficamente in modo semplice ed aggregato nella Figura 45 che mostra una possibile prima architettura di sistema.

4.7.9 Software Manager (SM)

Qualunque piattaforma di simulazione o simulatore ‘full scope’ necessita di un fondamentale software di coordinamento e gestione che deve permettere agli utenti del sistema, ed ai codici integrati nel sistema stesso, di operare nel migliore dei modi. Rinviano alle attività proposte per il PAR 2013 tutti gli approfondimenti necessari su tale componente, possiamo qui citare alcune macro funzioni fondamentali del SM:

- Assicurare la sincronizzazione dei vari software
- Garantire il corretto accesso dei vari tools al database centrale
- Consentire agli utenti un accesso semplice ma ‘profondo’ nel sistema, anche valorizzando le interfacce che i singoli modelli software normalmente avranno
- Regolare i rapporti tra i codici a tal fine rilevanti ed il GIS usabile in particolare per le relazioni attive e passive tra impianto e ambiente-territorio (impatti su impianto di eventi ed impatti su territorio di incidenti)

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP2 – 042	0	L	90	95

- Gestire i trasferimenti di dati più complessi quali potrebbero essere quelli tra server centrale e super-computers su cui far girare i codici necessariamente ‘paralleli’.
- Garantire la totale flessibilità della Piattaforma nell’essere utilizzata con ‘focus variabile’ in funzione della applicazione considerata, ovvero consentire all’utente di selezionare le versioni più sofisticate o quelle più fast running dei moduli componenti la piattaforma in modo libero ed il più possibile indipendente.

4.8 I simulatori ingegneristici commerciali

Nel corso degli anni si sono costituite diverse società che hanno come scopo principale la realizzazione di simulatori di impianti industriali operando principalmente, ma non esclusivamente, nel settore energetico. I simulatori sviluppati sono prevalentemente ingegneristici o per l'addestramento.


Queste società, ad esempio L3Mapps, GSE Systems, CORYS TESS, ecc., hanno sviluppato una vasta gamma di strumenti software proprietari che permettono una rapida prototipizzazione e realizzazione dei simulatori per le più svariate esigenze. Molte di queste società operano anche nel campo nucleare.

L3 MAPPS è una società canadese che opera in tutto il mondo nel campo della simulazione. Ha sviluppato il sistema Orchid® che prevede una suite di tools per la simulazione:

- Orchid® Modeling Environment – ambiente avanzato di simulazione basato su componenti grafici per lo sviluppo, l'integrazione e il testing di modelli;
- Orchid® Graphic Editor – software per lo sviluppo di pannelli grafici di controllo per addestramento operatori
- Orchid® Core Builder – software avanzato per la cinetica del nocciolo
- Orchid® Control System – software avanzato per l'emulazione delle postazioni operatore e dei sistemi di controllo distribuiti (DCS)
- Orchid® Instructor Station – Applicazione modulare per il controllo dell'addestramento degli operatori
- Orchid® Touch Interface – software per lo sviluppo di applicazioni touch-screen
- Orchid® Simulator Executive – Scheduler grafico real-time della simulazione
- Orchid® Input Output – software per la comunicazione e diagnostica della simulazione
- Orchid® Network Loader – applicazione per il controllo dei software di simulazione distribuiti su rete
- Orchid® Sound System – applicazione per la simulazione sonora in sala controllo
- Orchid® Multimedia Manager – applicazione per registrazioni audio video delle sessioni di addestramento
- Orchid® Configuration Manager – applicazione per la gestione delle configurazioni di simulazione

GSE Systems è una società statunitense che opera anch'essa nel campo della simulazione in tutto il mondo, con succursali in Cina e Svezia. Per quanto attiene il settore nucleare, ha sviluppato dei simulatori d'addestramento per impianti AP1000 (PWR), in corso di costruzione in Cina da parte della Westinghouse. Come la precedente, anche questa società ha messo a punto degli strumenti proprietari per la realizzazione di simulatori. In particolare:


- JTopmeret™ – software per la modellazione di sistemi termoidraulici bifase

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP2 – 042	0	L	91	95

- REMARK™ – software per la simulazione neutronica multi-gruppo in real-time
- THEATRe™ – software per la simulazione real-time della termoidraulica del reattore e dei generatori di vapore
- RELAP5-HD™ – software per la ripetibilità e sincronizzazione real-time di fenomeni termoidraulici
- PSA-HD™ – software per la simulazione real-time di incidenti severi negli impianti nucleari
- Activ3Di™ – software grafico di visualizzazione 3D per addestramento

Anche la società francese CORYS (66% AREVA, 34% EDF) ha sviluppato degli strumenti proprietari, tra cui ALICES® e DRAC®, per la realizzazione di simulatori di addestramento ed ausilio alla progettazione di impianti di vario genere, inclusi quelli nucleari.

Risulta quindi evidente che le funzioni svolte da tutti questi tools di sviluppo sono sostanzialmente analoghe e rappresentano lo stato dell'arte nell'ambito dei simulatori di impianti nucleari. Gli strumenti sopra citati coprono l'intero ventaglio delle attività necessarie alla realizzazione di un simulatore e costituiscono un approccio moderno alle problematiche connesse.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP2 – 042	0	L	92	95

5 Conclusioni

In questo documento sono stati discussi gli aspetti generali di una possibile Piattaforma di Simulazione Ingegneristica per i reattori veloci refrigerati a piombo liquido, con particolare riferimento al Reattore ALFRED.

Una piattaforma di simulazione ingegneristica è formata da un insieme integrato di codici di calcolo (relativi ai vari processi fisici e di impianto di interesse) ed altri moduli software (necessari alla costruzione della catena) che consentono di sviluppare - sin dalle fasi iniziali - la progettazione di un reattore di nuova generazione, in particolare per quanto riguarda le problematiche di integrazione dei vari sistemi e sottosistemi, e di iniziare ad eseguire verifiche di sicurezza (ad esempio analizzando le sequenze incidentali ritenute più probabili e/o quelle che appaiono potenzialmente più pericolose). Fra le attività di progettazione una particolare rilevanza hanno quelle di ‘Verification and Validation’ dei sistemi di strumentazione e controllo, che necessitano di un impianto simulato (con ragionevole livello di accuratezza) per essere messi a punto e validati.

Tale piattaforma è il punto di partenza per la realizzazione di Simulatori Ingegneristici di vario tipo: focalizzati su un singolo aspetto (ad es. sulla verifica dei sistemi di controllo) oppure ‘full scope’ ovvero un simulatore di impianto di elevato dettaglio e votato ad applicazioni diverse e complementari quali la finalizzazione del progetto, la conduzione di attività di ‘Verification and Validation’ di sistemi e componenti, la conduzione di verifiche particolari di sicurezza in cui è dominante la dimensione del sistema nel suo complesso, la conduzione di attività dimostrative e di comunicazione verso varie categorie di utenti, e la realizzazione di un vero e proprio ‘Repository’ di conoscenze impiantistiche finalizzato all’obiettivo più ampio del ‘Knowledge Management’. Il Simulatore di Ingegneria ‘full scope’ potrà poi essere utilizzato per la realizzazione del Simulatore di Addestramento (necessario attorno ai 3-5 anni prima dell’avvio dell’impianto) ma anche per realizzare dei veri e propri ‘Decision Support Systems’ da utilizzare nel corso della vita operativa dell’impianto (ad es. per prendere decisioni complesse in caso di incidenti o malfunzionamenti davanti ai quali le Procedure di Impianto risultassero inadeguate o dubbie).

Il primo passo di questa classica catena di strumenti simulativi di un impianto nucleare è la Piattaforma di Simulazione Ingegneristica (PSI), un oggetto con un hardware semplificato e di costo molto limitato, ed un sistema software sufficientemente sofisticato e completo da consentire le macro-funzionalità sopra accennate con un buon livello di confidenza, flessibilità, facilità di uso e credibilità.

Nel Capitolo 2 del report sono stati sinteticamente descritti alcuni rilevanti esempi di reattori basati sull’uso del Piombo quale refrigerante. Tale sezione rappresenta una base informativa impiantistica necessaria – ai componenti del team di simulazione del Laboratorio UTFISST-SIMING - per poi sviscerare le problematiche applicative e modellistiche (approfondite nelle sezioni 3 e 4). Il lavoro si è infine concentrato sulla individuazione di possibili ‘scelte’ codicistiche e nella definizione di una prima plausibile Architettura di Riferimento per la ‘PSI’. Tale architettura generale (descritta nel paragrafo 4.7) costituisce un primo tentativo di progettazione di massima di un sistema integrato di calcolo (piattaforma) con focalizzazioni sulle caratteristiche dei reattori refrigerati a piombo e sui requisiti attesi per i simulatori di ingegneria del prossimo futuro a valle dell’incidente di Fukushima e delle ‘Lessons Learned’ attraverso la conduzione degli Stress Tests in Europa e non solo.


Il lavoro svolto – infatti - non ha tenuto conto solamente delle caratteristiche di impianto, nucleari e fisiche dei reattori ‘Gen IV’ refrigerati al Piombo (con focus sul reattore ALFRED), ma anche del particolare momento che la Scienza e la Tecnologia Nucleari stanno vivendo dopo il grave incidente alla centrale di Fukushima 1 nel Marzo 2011, provocato in primis da un evento naturale di portata eccezionale. Infatti si è tenuto in debito conto delle Raccomandazioni prodotte in ambito ENSREG (la rete dei Nuclear Regulators Europei) a valle degli studi integrativi di sicurezza, denominati innovativamente ‘stress tests’, che hanno sottolineato la necessità di analizzare molto meglio in futuro i rischi derivanti da eventi naturali estremi, anche oltre i limiti prefissati dai criteri di progettazione.

Nuovi concetti di reattore con una elevata aspettativa di maggiore sicurezza (Gen IV) devono essere sviluppati e verificati con le più nuove, accurate e condivise tecniche di progettazione ed analisi di sicurezza. Per tale ragione si è dedicato uno spazio opportuno ai modelli software utilizzabili in una Piattaforma Ingegneristica per analizzare gli effetti di eventi naturali estremi (tornado, tsunami, uragani ...) sulla centrale. Analogamente sono stati considerati modelli software che permettano di valutare con tecniche numeriche aggiornate ed accurate i processi di dispersione di inquinanti radioattivi eventualmente rilasciati in caso di incidenti severi.

Nel definire le soluzioni modellistiche di ‘riferimento’ (o di primo tentativo) si è anche iniziato a considerare la opportunità di avere soluzioni alternative e complementari (ad es. complesse e molto accurate vs veloci ed essenziali) per alcune delle aree di simulazione, al fine di garantire la totale flessibilità della Piattaforma nell’essere utilizzata con ‘focus variabile’ in funzione della applicazione considerata, ovvero consentire all’utente di selezionare le versioni più sofisticate o quelle più ‘fast running’ dei moduli componenti la piattaforma in modo libero ed il più possibile indipendente. Con tale margine di flessibilità sarà possibile usare lo strumento sia per analisi in cui il focus è su un dato sistema (ed il resto di impianto necessita di una trattazione ragionevole e non eccessivamente pesante in termini di CPU e di lavoro-utente) che per studi in cui l’attenzione va primariamente sull’impianto nel suo complesso.


La presente attività di progettazione di massima di una piattaforma simulativa è la base per realizzare nei prossimi anni la progettazione di dettaglio e la costruzione della medesima, così supportando le attività in corso di ‘design and verification’ dei reattori refrigerati al Piombo. In tale ottica le prevedibili attività per il prossimo anno includono:

- a) La selezione ulteriore dei codici più adatti ad ogni area di modellistica, alla luce del criterio delle soluzioni complementari e alternative
- b) La definizione puntuale delle interfacce e dei dati scambiati tra tali software (Data Model)
- c) La definizione del ruolo e dei contenuti (meta-dati) di un prevedibile Data Base centrale e dei suoi legami con un software di geo-referenziazione GIS
- d) La acquisizione, implementazione ed utilizzo di uno o più dei modelli ancora non disponibili in ENEA
- e) L’approfondimento sulle possibilità di operare in ambiente HPC ENEA (CRESCO) alcuni dei moduli della piattaforma, in particolare per gli aspetti di scambio dati con il computer centrale di simulazione
- f) Una definizione accurata dei transitori operazionali ed incidentali
- g) La preparazione di una proposta di progetto in ambito HORIZON 2020.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP2 – 042	0	L	94	95

6 Riferimenti bibliografici

- / 1 /Bandini,et al. V&V of CATHARE System Code modified for LMFR in "International Workshop on innovative nuclear Reactors Cooled By Heavy Liquid Metals: Status and Perspective " Pisa, 17- 20 Aprile 2012 .
- / 2 /Laltu Chandra, Ferry Roelofs , Michiel Houkema, Bouke Jonker "A stepwise development and validation of a RANS based CFD modelling approach for the hydraulic and thermal-hydraulic analyses of liquid metal flow in a fuel assembly"
- / 3 /Chang, D., Tavoularis, S., 2007. Numerical simulation of turbulent flow in a 37-rod bundle. Nuclear Engineering and Design 237, 575–590.
- / 4 /Chang, D., Tavoularis, S., 2008. Simulations of turbulence, heat transfer and mixing across narrow gaps between rod-bundle subchannels. Nuclear Engineering and Design 238, 109–123.
- / 5 /Cheng, X., Tak, N.I., 2006. CFD analysis of thermal-hydraulic behaviour of heavy liquid metals in sub-channels. Nuclear Engineering and Design 236, 1874–1885.
- / 6 /Cheng, X., Kuang, B., Yang, Y.H., 2007.Numerical analysis of heat transfer in supercritical water cooled flow channels. Nuclear Engineering and Design 237, 240–252.
- / 7 /Baglietto, E., 2007.RANSandURANSSimulations forAccurate FlowPredictions Inside Fuel Rod Bundles. ICAPP'07, Paper 7310, Nice, France.
- / 8 /Merzari, E., Ninokata, H., Baglietto, E., 2008. Numerical simulation of flows in tight lattice fuel bundles. Nuclear Engineering and Design 238, 1703–1719.
- / 9 /Popov, M., Tzanos, C.P., Mendonc, a, F., 2008. Large-Eddy simulation of turbulent flow in a rod cluster. In: ANS Annual Meeting 2008, Anaheim, USA.
- / 10 /Ikeno, T., Kajishima, T., 2007. Analysis of Dynamical Flow Structure in a Square Arrayed Rod Bundle. NURETH12, Paper 86, Pittsburg, USA.
- / 11 /Ninokata, H., Merzari, E., 2007.Computational Fluid Dynamics and Simulation-based Design Approach for Tight Lattice Nuclear Fuel Pin Subassemblies. NURETH12, Pittsburg, USA.
- / 12 / Baglietto, E., Ninokata, H., Misawa, T., 2006. CFD and DNS methodologies development for fuel bundle simulations. Nuclear Engineering and Design 236, 1503–1510.
- / 13 /G.Grasso " Intrinsic Safety through the ALFRED core design" ENEA UTFISSM-PRONOC in International Conference “Nuclear 2013” Pitești, Romania, May 22-24, 2013.
- / 14 /G.Bandini "Design Base Accident Analysis" International Workshop on Innovative Nuclear Reactors Cooled by Heavy Liquid Metals: Status and Perspectives, Pisa 17-20 Aprile 2012
- / 15 /M. Eboli, I. Angelo, N. Forgione, G. Bandini "Loss of core integrity in a LFR system: models and preliminary numerical analysis" Cirten-ENEA Ricerca Sistema Elettrico: Accordo di programma ENEA-MSE
- / 16 /Rapporto tecnico "Loss of core integrity in a LFR system: models and preliminary numerical analysis" (Accordo di programma ENEA-MSE rapporto tecnico NNFISS - LP3 - 062))
- / 17 / " Intrinsic Safety through the ALFRED core design" Giacomo Grasso ENEA UTFISSM-PRONOC International Conference “Nuclear 2013” Pitești, Romania, May 22-24, 2013).
- / 18 /A. Alemberti" ELFR The European Lead Fast Reactor: Design, Safety approach and Safety Characteristic" in “IMPACT OF FUKUSHIMA EVENT ON CURRENT AND FUTURE FAST REACTOR DESIGNS” 19 - 23 MARCH 2012: HELMHOLTZ-ZENTRUM DRESDEN-ROSSENDORF - DRESDEN, GERMANY
- / 19 /P.Agostini, M.Tarantino, I.DiPiazza, G.Bandini, G.Grasso-ENEA L.Cinotti – MERIVUS "Pure Lead as coolant of GEN IV Fast Reactors: specific issues and comparisons with other coolants" in Seminar on «Fast Reactor Coolants» organized by the French Academy of Science Paris, 19-20 February 2013
- / 20 /M. Tarantino, L. Cinotti, D. Rozzia "Lead-cooled Fast Reactor (LFR) development gaps" in Technical Meeting to Identify Innovative Fast Neutron Systems Development Gaps IAEA, Vienna,Austria
- / 21 /I. Di Piazza "Freezing of the LFR primary pool: CFD modeling and preliminary analysis on prototypical configuration" ENEA Ricerca Sistema Elettrico: Accordo di programma ENEA-MSE)

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP2 – 042	0	L	95	95

- / 22 / A. Ciampichetti, A. Del Nevo , G. Bandini , N. Forgione "SG Tube Rupture in LFR" -International Workshop on Innovative Nuclear Reactors Cooled by Heavy Liquid Metals: Status and Perspectives)
- / 23 / 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, Vienna, Austria , 9-12 November 2010 Steven Freel , GSE, Chief Technologist
- / 24 / A High-Definition RELAP5-3D Application (RELAP5-HD) . Zen Wang, Michal Jelinek, William Groboski, Duncan Burgess and Steven Freel . GSE SYSTEMS, Inc . 1332 Londontown Blvd., Sykesville, Maryland 21784 USA steven.freel@gses.com The 8th International Meeting on Nuclear Thermal-Hydraulics, Operation and Safety (NUTHOS-8), Shanghai, China, October 10-14, 2010
- / 25 / GSE SYSTEMS, Inc . 1332 Londontown Blvd., Sykesville, Maryland 21784 USA Phone: + 1 410.970.7800 Fax : + 1 410.970.799 info@gses.com www.gses.com
- / 26 / Studsvik Contact : Arthur S. Di Giovine , Vice Presedent Marketing and Busines Development Arthur.digiovine@studsvik.com
- / 27 / Description of the ERANOS-2.1 RELEASE-CEA SPRC/LEPH 06-205
- / 28 / G. Rimpault, E. Fort, J.F. Rowlands et all, the ECCO/JEF2 Library , CEA DER/SPRC/LEPh 92.231
- / 29 / Jean-Christophe Sublet, Christophe Dean, Daniele Plisson-Rieunier, ECCOLIB-JEFF-3.1 Libraries, CEA-R-6100
- / 30 / CATHARE team mail address : CATHARE TEAM , Commissariat à l’Energie Atomique DEN / DER / SSTH / LDAS , 17 rue des Martyrs 38054 Grenoble Cédex) FRANCE Cathare.webmaster@cea.fr
- / 31 / 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
- / 32 / OECD/NEA , “ Handbook on Lead-Bismuth Eutectic and Lead Properties, Materials Compatibility, Thermal-Hydraulics and Technology , “ ISBN 978-92-64-99002-9, 2007
- / 33 / NTech Lehrstuhl für Nukleartechnik, "Lead-Cooled Fast Reactors", Technische Universität München
- / 34 / M. Tarantino, LFR Development Italian Program" in Technical Meeting Innovative Fast Neutron Systems Development Gaps IAEA, Vienna, Austria
- / 35 /US NRC “Accident Source Terms for Light Water Nuclear Power Plants”, NUREG 1465,1995
- / 36 /David I. Chanin, Mary L. Young, “Code Manual for MACCS2: Volume 1, User’s Guide” Sandia Report SAND97-0594, 1997