| Ricerca Sistema Elettrico | Sigla di identificazione | Distrib. | Pag. | di |
|---|---|---|---|---|
| | NNFISS – LP2 - 094 | L | 1 | 122 |

Titolo

# Progettazione di massima di simulatori di ingegneria avanzati

**Descrittori**

**Tipologia del documento:** Rapporto Tecnico

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

**Argomenti trattati:**

Simulatori Ingegneristici, Impianti Nucleari futuri, Modelli di Processo, Codici di Calcolo, Linee Evolutive, Prospettive futuri simulatori, Stress test, Lessons Learned, Eventi Estremi naturali


**Sommario**

Il presente rapporto documenta le attivita' condotte per l'obiettivo C2 della LP2 PAR2011. A partire dall'analisi degli stress test connessi all'incidente di Fukushima, sono state valutate le possibilita' di incrementare le caratteristiche di sicurezza intrinseca, attiva e passiva degli impianti nucleari attuali e futuri. E' stata presentata una overview di alcuni dei reattori di piu' probabile interesse futuro a livello internazionale e sono state discusse alcune prevedibili linee di evoluzione dei simulatori alla luce delle raccomandazioni prodotte da ENSREG nell'ambito della Final Review degli stress test in Europa. Si sono infine definite le prospettive di realizzazione di simulatori avanzati da sviluppare in possibili collaborazioni con i più esperti soggetti internazionali. Il presente report è stato realizzato presso il Laboratorio 'Simulatori di Ingegneria' della UTFISST di ENEA, in collaborazione con il Politecnico di Milano (CIRTEN)



**Note Autori** : G. Di Costanzo, M. D'Apice, C. Parisi, M. Serra, A. Tripi, C. Innarella, M. Cappelli (ENEA UTFISST), A. Cammi, S. Lorenzi (Politecnico di Milano)


**Copia n.** **In carico a:**

| | | | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|
| 2 | | | NOME | | | |
| | | | FIRMA | | | |
| 1 | | | NOME | | | |
| | | | FIRMA | | | |
| 0 | EMISSIONE | 28/09/12 | NOME | G. Di Costanzo | E. Negrenti | P. Meloni |
| | | | FIRMA | | | |
| REV. | DESCRIZIONE | DATA | | REDAZIONE | CONVALIDA | APPROVAZIONE |

# Indice

**Sommario** ..... **4**

**1 Introduzione** ..... **4**

**2 Incidente di Fukushima, lessons learned e risultati degli stress test** ..... **6**

*2.1 Lessons learned da Fukushima (IAEA, GovJap, USNRC)* ..... *8*
2.1.1 Protezione da incidenti severi ..... 8
2.1.2 Mitigazione di incidenti severi ..... 8
2.1.3 Risposta all'emergenza nucleare ..... 9

*2.2 ENSREG&CE – Stress test* ..... *9*
2.2.1 Valutazione relativa a eventi iniziatori: terremoti, allagamenti e condizioni meteorologiche estreme ..... 10
2.2.2 Valutazione relativa alla perdita di fornitura elettrica e completa perdita di asportazione del calore residuo 11
2.2.3 Valutazioni relative alla gestione di incidenti severi ..... 12
**2.2.4** Valutazione finali di ENSREG ..... 13

*2.3 Risultati STRESS Test – US NRC* ..... *14*
2.3.1 Protezione da incidenti severi ..... 14

**3 Reattori di probabile futuro interesse.** ..... **15**

*3.1 Reattori Gen III+* ..... *15*
3.1.1 AP1000 ..... 15
3.1.2 EPR ..... 16

*3.2 SMR (Small Modular Reactors)* ..... *18*
**3.2.1** Reattore Westinghouse ..... 18
3.2.2 Nuscale ..... 25
3.2.3 Progetto mPower della Babcock & Wilcox ..... 28
3.2.4 Progetto Gen4 (già Hyperion) della Gen4 Energy Inc.(già Hyperion Power Generation Inc.) ..... 29
3.2.5 Progetto PRISM (Power Reactor Innovative Small Module) ..... 30
3.2.6 Librerie di modelli per componenti speciali per SMR ..... 31

*3.3 Generation IV: Lead Fast Reactors* ..... *33*
3.3.1 ALFRED ..... 36
3.3.2 MYRRHA ..... 40

*3.4 Reattori di ricerca* ..... *42*
3.4.1 Il reattore nucleare di ricerca TRIGA RC-1 dell'ENEA Casaccia ..... 42
3.4.2 TRIGA Mark II di Pavia ..... 49

**4 Aspetti evolutivi di simulazione** ..... **51**

*4.1 Impatti di eventi estremi sulla centrale e Simulazione del sito nucleare* ..... *51*

*4.2 Modellistica degli incidenti severi, sviluppo delle guidelines e studio delle performance degli operatori* ..... *56*

*4.3 Modellazione di componenti e sistemi sinora sottostimati : Spent Fuel Pools* ..... *60*

*4.4 Simulazione di sistemi di sicurezza ad alto contenuto passivo basati su gravità e circolazione naturale* ..... *66*

**5 Prospettive di realizzazione di simulatori avanzati in contesto internazionale ..... 73**

*5.1 Simulatori avanzati per reattori Gen III + ..... 73*
5.1.1 Ap1000 ..... 73
5.1.2 EPR e simulatore SOPHIA ..... 75

*5.2 Simulatore di SMR (Nuscale) ..... 82*

*5.3 Simulatore di un reattore a Pb liquido Gen IV LMR ..... 85*

*5.4 Il modello del reattore nucleare TRIGA RC-1 dell'ENEA ..... 92*
5.4.1 SIMULAZIONI DELLE PROVE SPERIMENTALI DEL REATTORE NUCLEARE TRIGA RC-1 ..... 96
5.4.2 Funzionamento Triga in Condizioni Nominali : da R.S.T. ..... 96
5.4.3 Prova Sperimentale a Potenza con Scram Automatico ..... 97
5.4.4 Simulazione Incidenti di Reattività del Reattore TRIGA-RC dell'ENEA ..... 100
5.4.5 Simulazione Incidente di Perdita del Refrigerante Reattore TRIGA-RC1 dell'ENEA : Svuotamento Istantaneo della Piscina secondo la General Atomic ..... 101
5.4.6 Stabilità del Combustibile Reattore TRIGA-RC1dell'ENEA ..... 101
5.4.7 Lineamenti di progetto del modello del reattore nucleare TRIGA RC1 dell'ENEA basato sui codici Helios-2 e Relap5 ..... 104

*5.5 Simulatori per reattori di Ricerca: TRIGA Pavia ..... 108*

**6 Conclusioni ..... 113**

**7 Riferimenti bibliografici ..... 114**

**8 Appendice : Executive summary della final review ENSREG sugli stress test in Europa. ..... 118**

**curriculum scientifico del gruppo di lavoro Polimi (CIRTEN) ..... 121**

# Sommario

Il so Nel task C2 si è studiato il problema della prevedibile evoluzione dei simulatori di impianti nucleari a valle dell'incidente di Fukushima e dei conseguenti Stress Tests che hanno già condotto a delle conclusioni pragmatiche su possibili miglioramenti agli impianti esistenti ed in progettazione .
In questo lavoro si è cercato di guardare al futuro plausibile, cercando di rispondere alla fondamentale domanda : in che modo la prevedibile evoluzione delle tecnologie e delle normative per gli impianti nucleari si rifletterà nelle caratteristiche dei futuri simulatori ? Il report - che descrive le attività svolte in collaborazione con il Politecnico di Milano - inizia proprio dall'analisi dei risultati degli Stress Tests. Questo impressionante lavoro di verifica svolto in Europa in circa un anno ha messo in luce aree di auspicabile potenziamento delle caratteristiche di sicurezza intrinseca, attiva e passiva degli impianti nucleari, mettendo in continuazione l'indice sulla problematica relazione tra gli eventi naturali di eccezionale portata e la resistenza (resilienza) degli impianti. Nel capitolo 3 si è cercato di prevedere quali potrebbero essere alcuni tra i reattori nucleari di maggior interesse nel breve-medio e lungo termine sia per l'Italia che per il mondo industrialmente più sviluppato e facente ricorso all'energia nucleare, o per quei paesi, europei e non, che vorrebbero sviluppare la tecnologia nucleare. Sotto tale ottica si sono considerati alcuni tra i progetti più promettenti tra quelli dell'ultima generazione (Gen III o ' III+') e i futuri reattori della IV generazione. Su tali tipologie di reattori sono stati affrontati aspetti sia di tipo impiantistico che spiccatamente di simulazione, cercando di comprendere per quali filiere potrebbero essere necessari i maggiori sforzi evolutivi nella realizzazione dei simulatori di addestramento e di 'ingegneria'. La overview sui reattori di più probabile futuro interesse industriale non ha dimenticato il settore dei reattori di ricerca.
Una volta definiti i potenziali 'oggetti' delle future attività di simulazione, si è analizzato il menu di attività evolutive nella simulazione che sembra discendere per logica direttamente dalle 'lessons' imparate da Fukushima e dalle conclusioni della review ENSREG sugli Stress Tests (v. cap. 4).
Combinando infine le conclusioni sui 'possibili reattori' con quelle sulle 'prevedibili innovazioni' nella simulazione si è conclusa la ricerca definendo le prospettive di realizzazione di simulatori avanzati ('Enhanced Engineering Simulators') in cui ENEA potrebbe avere un ruolo significativo ed estremamente multi-disciplinare. Infatti Fukushima ha messo in evidenza come il campo delle relazioni critiche tra eventi naturali estremi e comportamento delle centrali nucleari nel loro complesso (e non di semplici e singoli reattori visti come monadi isolate dall'ambiente e dai sistemi in prossimità) è stato probabilmente poco sviluppato in passato. E' ora ragionevole immaginare un futuro di progettazione, verifiche di sicurezza ed addestramento, in cui i reattori nucleari vengano visti in modo integrato a livello di centrale, e molta più tecnologia e conoscenza vengano sfruttate per prevedere anche eventi naturali estremi capaci di avere impatti al di là dei limiti di progetto così come oggi definiti. Una evoluzione dei simulatori quindi dovrà muoversi verso la considerazione integrata delle centrali e dell'ambiente circostante, sia nel senso 'classico' della stima accurata dei possibili danni che i rilasci di radioattività possono provocare ad ambiente e popolazioni, sia nel senso di valutare al meglio possibile gli effetti degli eventi naturali estremi (terremoti, tsunami, inondazioni, uragani e tornado…) sia sul 'cuore' della centrale (sistema reattore e suo contenimento) che su quelle parti talvolta ritenute a prima vista meno critiche la cui messa fuori uso può risultare altrettanto pericolosa che un 'progettato' incidente nel circuito primario di raffreddamento.

# 1 Introduzione

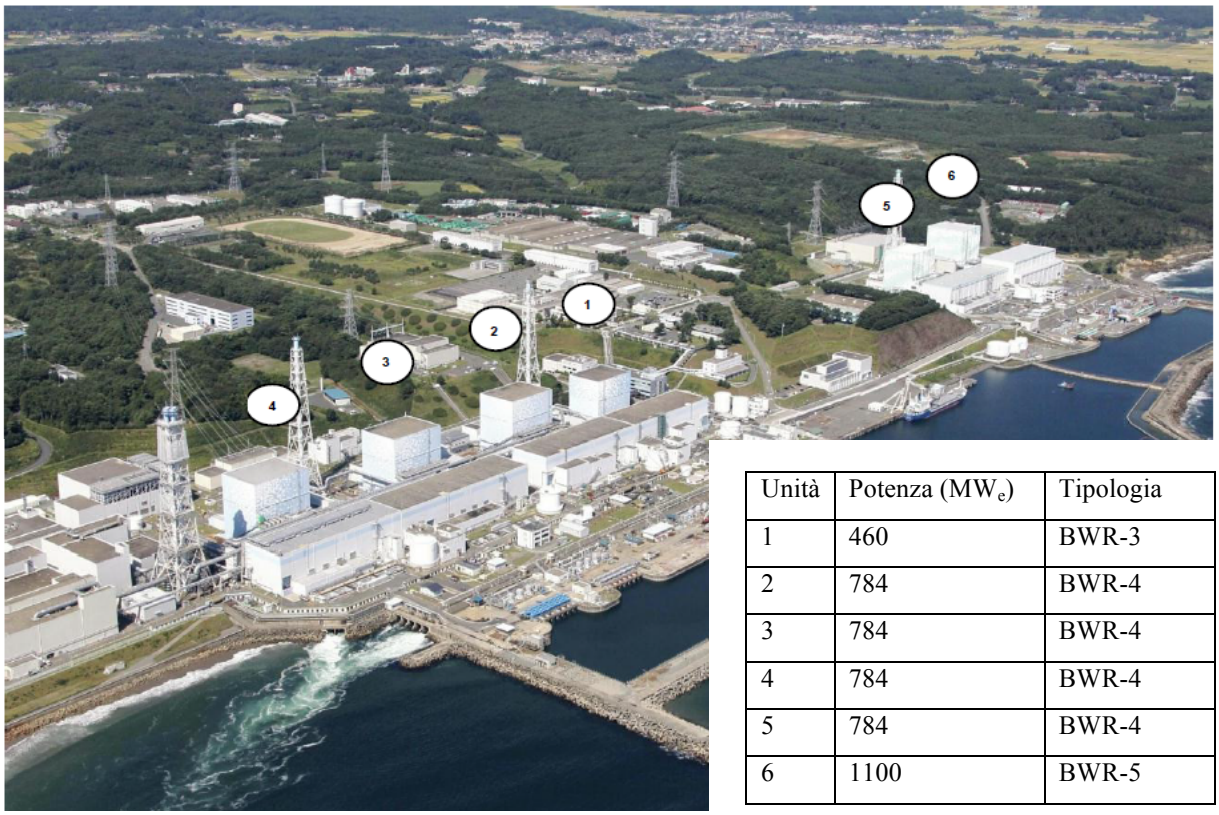
Obiettivi del task C2
In questa attività si è studiato il problema della prevedibile evoluzione dei simulatori di impianti nucleari a valle dell'incidente alla centrale di Fukushima e dei conseguenti recenti studi (Stress Tests) che hanno già

condotto a delle conclusioni di tipo pratico ed organizzativo su possibili miglioramenti agli impianti esistenti ed in progettazione nel breve, medio e lungo termine.
Mentre l'attività di ricerca condotta per il PAR 2009 presentava primariamente una analisi delle funzionalità e caratteristiche tecniche dei simulatori di ingegneria attuali, in questo lavoro si è cercato di guardare al futuro probabile - o almeno plausibile - cercando di rispondere alla fondamentale domanda : in che modo la prevedibile evoluzione delle tecnologie e delle normative per gli impianti nucleari – anche e soprattutto alla luce delle 'lessons learned' da Fukushima – si rifletterà nelle caratteristiche e nelle funzionalità dei futuri simulatori sia di tipo ingegneristico che di training ?

Il report - che descrive le attività svolte in collaborazione con il Politecnico di Milano - inizia proprio dall'analisi dei risultati degli Stress Tests. Questo impressionante lavoro di verifica svolto in Europa in circa un anno ha messo in luce aree di auspicabile potenziamento delle caratteristiche di sicurezza intrinseca, attiva e passiva degli impianti nucleari, mettendo in continuazione l'indice sulla problematica relazione tra gli eventi naturali di eccezionale portata e la resistenza (resilienza) degli impianti. In tale contesto siamo andati a tener conto delle risultanze a livello UE-ENSREG, IAEA, USNRC e autorità giapponesi.
Nel successivo capitolo 3 si è cercato di prevedere quali potrebbero essere i reattori di maggior interesse nel breve-medio e lungo termine sia per l'Italia che per il mondo industrialmente più sviluppato e facente ricorso all'energia nucleare, o per quei paesi, europei e non, che vorrebbero svilupparsi anche in termini di disponibilità di energia pulita, a bassissima emissione di gas serra, ed a costo accessibile. Sotto tale ottica si sono considerati alcuni tra i progetti più promettenti per le ultime generazioni (Gen III e III+) e per i futuri reattori della IV generazione. Infatti le lezioni imparate da Fukushima inevitabilmente avranno ricadute su tutte le 'generazioni' impiantistiche attualmente definite. Su tali tipologie di reattori sono stati affrontati aspetti spiccatamente di simulazione, cercando di comprendere per quali filiere potrebbero essere necessari i maggiori sforzi evolutivi nella realizzazione sia di simulatori di addestramento che di simulatori di 'ingegneria'. La overview sui reattori di più probabile futuro interesse non ha dimenticato il settore dei reattori di ricerca anche in virtù della disponibilità in ENEA di un impianto termico TRIGA e del reattore veloce Tapiro.
Una volta definiti i potenziali 'oggetti' delle future attività di simulazione, si è analizzato il menu di attività evolutive nella simulazione che sembra discendere per logica direttamente dalle 'lessons' imparate da Fukushima (v. cap. 4).
Combinando infine le conclusioni sui possibili reattori con quelle sulle prevedibili innovazioni nella simulazione si è conclusa la ricerca tentando di definire le prospettive di realizzazione di simulatori avanzati ('Enhanced Engineering Simulators') in cui ENEA potrebbe avere un ruolo significativo ed estremamente multi-disciplinare. Infatti l'incidente di Fukushima ha messo in evidenza come il campo delle relazioni critiche tra eventi naturali estremi e comportamento delle centrali nucleari nel loro complesso (e non di semplici e singoli reattori visti come monadi isolate dall'ambiente e dai sistemi in prossimità) è stato poco sviluppato in passato e ridotto all'utilizzo di semplici formule o codici di moderata accuratezza, per verificare talvolta sbrigativamente i margini di sicurezza rispetto ad eventi naturali magari 'in linea' con il passato storico, ma non ad eventi rari e ritenuti fuori dai limiti di progetto.
E' ora ragionevole immaginare un futuro di progettazione e verifiche di sicurezza in cui i reattori nucleari vengano visti in modo integrato a livello di centrale e molta più tecnologia e conoscenza venga sfruttata per prevedere anche eventi estremi capaci di avere impatti al di là dei limiti di progetto così come oggi definiti. Una evoluzione dei simulatori quindi dovrà muoversi verso la considerazione integrata delle centrali e dell'ambiente circostante, sia nel senso 'classico' della stima accurata dei possibili danni che i rilasci di radioattività possono provocare ad ambiente e popolazioni, sia nel senso di valutare al meglio possibile gli effetti degli eventi naturali estremi (terremoti, tsunami, inondazioni, uragani e tornado…) sia sul 'cuore' della centrale (sistema reattore e suo contenimento) che su quelle parti talvolta ritenute meno critiche (reti elettriche, sistemi di emergenza, pozzi termici) la cui messa fuori uso può risultare altrettanto pericoloso che un 'progettato' incidente di rottura nel circuito primario di raffreddamento.

# 2 Incidente di Fukushima, lessons learned e risultati degli stress test

Giovedì 11 marzo 2011, un terremoto di magnitudo 9.0 ha colpito la costa est del Giappone (terremoto di Sendai e del Tohoku) causando una serie di grandi tsunami che si sono abbattuti sulla costa. Oltre a causare più di 15.000 morti e 8000 dispersi, l'evento ha distrutto molti villaggi e infrastrutture, non risparmiando anche alcuni impianti nucleari. La situazione più grave, classificata al massimo livello della scala INES (International Nuclear Event Scale), si è riscontrata nel sito di Fukushima Dai-ichi, ospitante sei reattori di cui tre operativi al momento del terremoto.




| Unità | Potenza ($MW_e$) | Tipologia |
|---|---|---|
| 1 | 460 | BWR-3 |
| 2 | 784 | BWR-4 |
| 3 | 784 | BWR-4 |
| 4 | 784 | BWR-4 |
| 5 | 784 | BWR-4 |
| 6 | 1100 | BWR-5 |

**Figura 1. Sito di Fukushima Dai-ichi**

Tabella 1. : situazione delle varie unità nel sito di Fukushima Dai-ichi; IC=Isolation condenser, HPCI=High pressure coolant injection system (sistema di iniezione ad alta pressione), RCIC=reactor core isolation cooling system (sistema di raffreddamento a nocciolo isolato), HPCS=High pressure core spray system (sistema di spruzzamento ad alta pressione)

| Unità | Contenimento | Sistema di raffreddamento | Status | | |
|---|---|---|---|---|---|
| | | | Prima del terremoto | Dopo il terremoto | Dopo lo tsunami |
| 1 | Mark I | IC, HPCI | Operativo | Spegnimento automatico | Problemi di raffreddamento nocciolo |
| 2 | Mark I | RCIC, HPCI | Operativo | Spegnimento automatico | Problemi di raffreddamento nocciolo |
| 3 | Mark I | RCIC, HPCI | Operativo | Spegnimento automatico | Problemi di raffreddamento nocciolo |
| 4 | Mark I | RCIC, HPCI | Spento | | Problemi di raffreddamento piscina combustibile |
| 5 | Mark I | RCIC, HPCI | Spento | | |
| 6 | Mark II | RCIC, HPCS | Spento | | |

L'impatto del terremoto ha attivato la procedura di spegnimento automatico dei tre reattori in funzione, facendo entrare in funzione i sistemi ausiliari di raffreddamento, alimentati da generatori diesel in quanto l'allacciamento con la rete elettrica esterna era stata messa fuori uso dal terremoto. Tuttavia l'arrivo dopo 46 minuti di un'onda alta più di 14 metri (l'impianto era stato progettato per fronteggiare un'onda di 5.7 m di altezza massima) e di altri successivi tsunami, ha causato l'allagamento di tutti gli edifici dell'impianto, la perdita di funzionalità dei generatori diesel e il conseguente malfunzionamento dei principali sistemi di raffreddamento del nocciolo, comprese le pompe di emergenza per iniettare acqua marina nel reattore. Inoltre per le unità 1 e 2, anche le batterie ausiliarie sono state danneggiate rendendo impossibile il monitoraggio dei principali parametri del reattore, mentre per l'unità 3 le batterie sono durate per un periodo di 30 h.

I danni maggiori sono stati registrati all'unità 1, la più vecchia, in quanto il sistema di raffreddamento costituito da un "isolation condenser" fin da subito non ha garantito il corretto raffreddamento del nocciolo. Il core è rimasto scoperto senza adeguato raffreddamento per più di 20 h comportando la fusione della maggior parte del combustibile. L'asportazione di calore dal nocciolo è stata ripristinata attraverso l'iniezione di acqua attraverso una linea antincendio previa depressurizzazione del RPV. Nelle unità 2 e 3, il sistema di raffreddamento a nocciolo isolato di cui erano dotate ha limitato i danni: l'esposizione delle barre di combustibile è stata inferiore (circa 7 h), nonostante ciò una parziale fusione del combustibile è avvenuto anche in questi reattori. L'evento è stato peggiorato da alcune esplosioni dovute al rilascio di idrogeno dovuto a reazioni chimiche esotermiche tra vapore prodotto e guaina del combustibile che avvengono a temperature elevate. L'esplosione nell'unità 4 è dovuta al reflusso di idrogeno nel sistema di ventilazione.

Nonostante le grandi differenze che intercorrono tra questo e gli altri due grandi incidenti della storia nucleare (Three Mile Island e Chernobyl), anche in questo caso questo evento deve trasformarsi in una pietra miliare per una revisione e un miglioramento degli standard di sicurezza negli impianti di potenza nucleari. In quest'ottica il primo passo è analizzare le possibile lezioni che può fornire l'evento giapponese

in tema di sicurezza per poter definire i miglioramenti sia per i reattori attuali (in vista degli stress test) sia per la generazione futura.

## *2.1 Lessons learned da Fukushima (IAEA, GovJap, USNRC)*

In questa sessione si descrivono i miglioramenti alle misure contro incidenti severi fornite dall'incidente di Fukushima. I consigli, o "lessons learned" dall'evento di Fukushima fanno riferimento alle linee guida emesse dal governo giapponese, dall'IAEA e dalla Nuclear Regulatory Commision degli Stati Uniti [1],[2],[3].
L'analisi si focalizza sull'aumento della sicurezza tramite difesa in profondità consistente nell' apporre barriere multiple e ridondanti per proteggere l'ambiente e le persone da possibili eventi accidentali. Esistono tre livelli di difesa in profondità e per ciascuna di queste categorie si elencheranno le raccomandazioni e i consigli dei vari enti.

### 2.1.1 Protezione da incidenti severi

In questa categoria rientrano tutte le misure che devono essere sviluppate o migliorate per prevenire lo sviluppo di incidenti severi. In particolare la protezione da fenomeni naturali quali terremoti e tsunami (come successo a Fukushima) ma anche tornado o incendi, che possono essere delle potenziali cause di guasto comune per i sistemi di sicurezza [3]. Nel progetto di impianto nucleare bisogna considerare sufficienti protezione contro eventi esterni infrequenti e combinati (terremoto più tsunami), attraverso un'analisi adeguata della frequenza di occorrenza e dell'intensità dell'evento esterno. La funzionalità dei sistemi di sicurezza deve essere garantita, attraverso la loro separazione fisica e differenziazione eliminando "da progetto" il rischio di allagamento [1],[2].
Infine, durante le analisi di sicurezza, la cause di guasto comune devono essere tenute in debito conto: la perdita di alimentazione elettrica dovuta al doppio effetto del terremoto (per quanto riguarda la connessione alla rete nazionale) e dello tsunami (per quanto riguarda i sistemi ausiliari quali i diesel di emergenza) non erano stati presi in considerazione. Inoltre bisogna ripensare all'evoluzione dei possibili eventi incidentali in siti con più unità: come ha mostrato Fukushima, le risorse sia umane che di mezzi si sono dovute dividere su più reattori con conseguente aggravio della situazione. L'importanza di considerare la propagazioni di incidenti in unità vicine è testimoniata dall'esplosione di idrogeno che ha coinvolto l'unità 4: il sistema di ventilazione, condiviso con l'unità 3 ha fatto sì che l'idrogeno, prodotto nel reattore 3, venisse trasportato nell'unità 4 (spenta) e causasse l'esplosione. Il sito che ospita più unità deve quindi avere a disposizione una quantità di persone esperte, equipaggiamento, rifornimenti e supporto per poter fronteggiare in modo autonomo incidenti contemporanei su tutti i siti dell'impianto nucleare.

### 2.1.2 Mitigazione di incidenti severi

Il secondo passo è la mitigazione dell'evento incidentale. A causa del terremoto e dello tsunami, molti sistemi di sicurezza rivolti ad attenuare l'incidente sono andati fuori uso. Il primo problema che si è dovuto affrontare è stata la mancanza di energia elettrica: il terremoto ha distrutto le linee elettriche esterne mentre lo tsunami ha allagato mandando fuori uso i diesel di emergenza. Questo ha determinato un malfunzionamento sia dei sistemi di raffreddamento del nocciolo, con conseguente perdita di capacità di asportare il calore di decadimento dal nocciolo, sia della strumentazione di monitoraggio e controllo del reattore (livello del termovettore, pressione, temperature, etc) e dei livelli di radioattività [2]. Risulta evidente la necessità di considerare in sede di progetto anche la totale mancanza di fornitura elettrica: delle soluzioni semplici devono essere trovate per ripristinare le suddette funzioni attraverso forniture

elettriche mobili, generatori raffreddati ad aria, aumentando la separazione fisica, la ridondanza e la diversità di queste funzioni vitali [1],[2].
La mancanza di energia elettrica ha causato un effetto a catena sulla capacità dell'impianto di asportare calore sia dal nocciolo, ma anche dal vessel e alla piscina del combustibile esausto. La capacità di mitigare l'incidente assicurando un appropriato raffreddamento dell'impianto deve essere assicurata anche in caso di blackout, attraverso sistemi passivi, considerando come estrema ratio anche vie alternative ed esterne di iniezione di acqua. Ad esempio in fase di progetto non era stata prevista la possibilità (poi sfruttata) di allagare il reattore con attraverso una linea antincendio [2]. Altro effetto legato al blackout prima, e allo scaricamento delle batterie ausiliarie dopo, è stata la mancanza di informazioni sulle condizioni del reattore dovuta al fallimento dei sistemi di strumentazione e controllo.
In caso di blackout, l'impianto deve sapere affrontare senza riportare danni gravi questa emergenza per un periodo minimo di otto ore (stabilito necessario per riparare la linea elettrica) e, allo stesso tempo, mantenere in modo autonomo e indipendente le sue capacità di raffreddamento, garantendo l'integrità del contenimento. L'obiettivo futuro è di predisporre una serie di azioni pianificate in modo assicurare un "tempo di sopravvivenza" di 72 ore all'impianto, garantendo le funzioni essenziali dell'impianto quali raffreddamento del nocciolo e della piscina del combustibile esausto, integrità del contenimento primario, funzionalità dei dispositivi di misurazione e controllo del reattore, attraverso sistemi passivi e/o indipendentemente dalla fornitura di elettricità (azionati da diesel, turbine, etc…) [3].
L'emergenza è stata aggravata dall'esplosione di idrogeno: la sua produzione non è stata considerata in modo appropriato e i sistemi di mitigazione non sono stati efficienti. Infatti il controllo dell'idrogeno dei reattori BWR con contenimento Mark I e II (inertizzazione con azoto) prevengono la formazione di esplosioni fino a che il contenimento rimane isolato ma non eliminano l'idrogeno prodotto [3]. La ventilazione resa necessaria per abbassare la pressione all'interno del contenitore ha fatto sì che l'idrogeno migrasse nell'edificio reattore e che provocasse l'esplosione. Risulta necessario quindi assicurare una corretta ventilazione per rilasciare in modo sicuro l'idrogeno in atmosfera e prevenire le esplosioni di idrogeno con sistemi sia attivi che passivi.

### 2.1.3 Risposta all'emergenza nucleare

In questa sezione vengono analizzate tutte quelle azioni protettive per salvaguardare la sicurezza e la salute pubblica, nel caso che la mitigazione dell'incidente non sia andata a buon fine.
Su questo aspetto Fukushima ha molto da insegnare, infatti è stato il primo caso di incidente nucleare che si è dovuto affrontare in concomitanza con un'altra emergenza dovuta al disastro naturale del terremoto [2]. La concomitanza di questi due eventi ha reso difficoltoso il ripristino dei mezzi di comunicazione e di approvvigionamento come la capacità di affrontare l'emergenza. Inoltre ha evidenziato l'esigenza di considerare un'emergenza multisito nell'elaborazione dei piani di gestione dell'emergenza nucleare. Miglioramenti nel monitoraggio della radiazione e la previsione dei possibili danni causati dal rilascio di materiale radioattivo possono essere i principali metodi per valutare le possibili conseguenze di un emergenza radiologica e dei pericoli per il pubblico [3]. Fondamentale durante la gestione dell'emergenza risulta anche il coordinamento tra governo, autorità di sicurezza e utility che gestisce l'impianto. Deve esserci una chiara definizione delle responsabilità, dei compiti e della catena di comando tra questi soggetti che devono gestire la crisi.

## *2.2 ENSREG&CE – Stress test*

A seguito dell'incidente nucleare all'impianto giapponese di Fukushima Dai-ichi, la Commissione europea e l'ente che raggruppa i principali enti regolatori europei (ENSREG) decisero di avviare un processo di

controllo dello stato degli impianti nucleari in Europa, ha seguito dell'aumento delle preoccupazioni riguardanti la sicurezza in campo nucleare. La richiesta del consiglio europeo è stata di "riesaminare la sicurezza di tutte le centrali nucleari dell'UE sulla scorta di una valutazione esauriente e trasparente dei rischi e della sicurezza ("stress test"); si invitano il Gruppo dei regolatori europei in materia di sicurezza nucleare (ENSREG) e la Commissione a definire al più presto la portata e le modalità di tali prove in un quadro coordinato, tenendo presenti gli insegnamenti tratti dall'incidente giapponese, coinvolgendo pienamente gli Stati membri e avvalendosi delle competenze disponibili; le valutazioni saranno effettuate da autorità nazionali indipendenti e attraverso una revisione tra pari; i relativi risultati e le eventuali misure successive necessarie che saranno adottate dovranno essere condivisi con la Commissione e in ambito ENSREG e dovranno essere resi pubblici" [4]. I gestori degli impianti, che sono i primi responsabili per quanto riguarda al sicurezza, dovranno produrre una relazione che verrà sottoposta alla revisione da parte dell'ente regolatore nazionale competente. Questi poi avrà il compito di redigere una relazione nazionale che sarà a sua volta oggetto di revisione da parte degli altri enti regolatori europei
Gli "stress test" sono delle valutazioni mirate sui margini di sicurezza degli impianti nucleari alla luce degli eventi accaduti a Fukushima, ovvero eventi naturali quali terremoti e inondazioni che colpiscono la struttura e causano un incidente severo. La valutazione viene effettuata verificando la risposta dell'impianto a condizioni estreme e l'efficacia delle misure di prevenzione e mitigazione seguendo la logica di difesa in profondità. Questo coinvolge prevalentemente tre argomenti [5]:

- Eventi iniziatori di gravi incidenti: terremoti, allagamenti, condizioni meteorologiche estreme;
- Fallimento della funzione dei sistemi di sicurezza: perdita dell'energia elettrica, della capacità di asportare il calore dal nocciolo e combinazione delle due;
- Gestione dell'incidente severo: gestione della perdita di raffreddamento del nocciolo e/o della piscina del combustibile esausto, integrità del contenimento.

Lo scopo di questi test è quindi valutare [5]:

- I provvedimenti presi in fase di progetto e la conformità dell'impianto agli stessi requisiti di progetto;
- La robustezza dell'approccio della difesa in profondità oltre i limiti di progetto.
- Caratteristiche quali diversità, ridondanza, protezione strutturale, separazione fisica per i sistemi di sicurezza, le strutture e i componenti;
- Eventuali miglioramenti da apportare sotto il profilo della sicurezza.

### 2.2.1 Valutazione relativa a eventi iniziatori: terremoti, allagamenti e condizioni meteorologiche estreme

*Specifiche di progetto*

La richiesta data dagli Stress Test è di caratterizzare i terremoti e gli allagamenti per i quali l'impianto è stato progettato (DBE, design basis earthquake e DBF design basis flooding) in termini di accelerazione di picco al suolo e livello di allagamento, dando motivazioni della scelta ed evidenziare se il DBE e il DBF presi in considerazione sono gli stessi per i quali il reattore ha ottenuto il "licensing". Inoltre viene richiesta la metodologia della valutazione del DBE/DBF, quali periodo di ritorno e eventi passati considerati, validità delle assunzioni nel tempo e infine una conclusione sull'adeguatezza del design di progetto [5].
I risultati degli stress test hanno dimostrano un adeguato approccio alle specifiche di progetto per terremoti e inondazioni, consistenti con le direttive degli enti regolatori. Ad esempio una minima accelerazione di picco al suolo di 0.1 o un periodo di ritorno di 10.000 anni, corrispondenti a una frequenza di occorrenza di $10^{-4}$ all'anno. Un numero esiguo di nazioni non hanno adottato questa valutazione in

quanto non reputata adeguata per definire le caratteristiche di un terremoto a così basse frequenze di occorrenza [6].
Il maggior scopo della rivalutazione del rischio è la necessità di determinare se sono necessarie modifiche all'impianto. Eventi esterni possono essere adeguatamente valutati sia attraverso un'analisi deterministica che probabilistica. Nella valutazione devono essere identificate [5]:

- le strutture, i sistemi e i componenti essenziali che sono necessari per spegnere il reattore e che presumibilmente rimangano disponibili dopo l'evento
- Le procedure e i provvedimenti che devono essere presi per evitare danno al nocciolo e alla piscina del combustibile esausto
- Gli eventuali effetti indiretti dell'evento quali il fallimento di sistemi, perdita di integrità di componenti, etc…

Tutte le relazioni nazionali hanno evidenziato che i requisiti di progetto per terremoti e allagamenti sono conformi [6]. Per la valutazioni in corso la conformità ai requisiti di progetto dovrà essere validata dagli enti regolatori nazionali che, insieme agli operatori, potranno stabilire degli standard per affrontare esercitazioni riguardanti eventi esterni.
Per quanto riguarda gli eventi che superano le specifiche di progetto, gli stress test devono [5]:

- Dare una valutazione della severità di un evento esterno oltre al quale c'è la perdita delle fondamentali funzioni di sicurezza, quando il danneggiamento del combustibile diventa inevitabile indicando i punti deboli e possibili effetti a cascata su altri parti dell'impianto
- Indicare quali provvedimenti prendere in considerazione per evitare fallimenti a cascata dei componenti ("effetto domino") o per aumentare la robustezza dell'impianto
- Valutazione del massimo terremoto ammissibile per il quale rimanga integro il contenimento
- Considerando l'effetto terremoto più allagamento, stabilire se questa può essere realmente possibile e nel caso indicare i punti deboli, i possibili guasti di causa comune che hanno impatto sulla sicurezza dell'impianto e i relativi provvedimenti da prendere in atto per prevenire effetti domino.

I test hanno mostrato come molte nazioni abbiano adottato una valutazione del rischio probabilistica per determinare potenziali miglioramenti in caso di eventi di entità oltre quella di progetto. Tuttavia quasi la metà delle nazioni partecipanti agli stress test cita solo generici margini senza una adeguata valutazione. In particolare in caso di allagamento, ENSREG aveva stabilito in modo esplicito l'approccio da utilizzare per valutare i margini: aumentare il livello di allagamento in caso di incidente al di là delle specifiche di progetto, determinare i danni all'impianto con particolare attenzione ai fallimenti in cascata e i possibili miglioramenti da fare. Solo poche nazioni hanno utilizzato questo approccio [6]. Laddove questa analisi è stata fatta, importanti miglioramenti sono stati identificati: è compito degli enti regolatori considerare di completare le valutazioni per quelle nazioni che non hanno portato a termine l'analisi.
La maggior parte della nazioni nelle loro relazioni prevedono di fornirsi di equipaggiamenti mobili robusti in grado di attuare le funzioni di sicurezza in caso i sistemi permanenti fossero fuori uso. L'ubicazione di questo equipaggiamento deve avvenire in edifici che non possano essere danneggiati da terremoti di progetto o oltre i limiti imposti da questi.

### 2.2.2 Valutazione relativa alla perdita di fornitura elettrica e completa perdita di asportazione del calore residuo

Come seconda tematica degli stress test sono stati presi in considerazione i seguenti scenari:

- Perdita delle linee di alimentazione elettrica esterna (LOOP, Loss of off-site power)
- Blackout totale dell'impianto, comprese i sistemi di alimentazione elettrica locali (SBO, Station blackout)
- Completa perdita di asportazione di calore (UHS, Loss of ultimate heat sink)
- Eventi combinati (UHS + SBO)

Le informazioni principali da riferire nella relazione riguardano se gli scenari precedenti sono stati presi in considerazione nel progetto, quali sono i sistemi che forniscono potenza elettrica ausiliaria, quanto può sopravvivere il reattore prima che il core sia danneggiato tenendo in debita considerazione effetti di fallimenti a cascata. Inoltre nella relazione devono essere specificati i provvedimenti da adottare per prolungare il periodo di "sopravvivenza" del reattore e per aumentare la robustezza dell'impianto [5].
Gli stress test hanno confermato che tutte le unità in Europa sono ben protette per gli incidenti di progetto, garantendo una buona resistenza per gli eventi al di là dei limiti fissati. Il margine di sicurezza dipende principalmente dalla ridondanza e dalla diversità dei diversi sistemi che devono garantire un adeguato tempo di resistenza del sistema. Durante il processo di valutazione sono stati considerati i seguenti possibili miglioramenti [6]:

- Disponibilità di una serie di dispositivi mobili che possono velocemente connessi all'impianto, preparando procedure definite e personale esperto per il loro utilizzo. Risulta determinante che questi dispositivi debbano esser immagazzinati in edifici sicuri anche in caso di eventi ben al di là di quelli di progetto. Tra questi rientrano: sorgenti di potenza mobili, pompe, sorgenti alternative di acqua, batterie mobili per poter alimentare la strumentazione anche in caso di incidente.
- Utilizzare mezzi alternativi di rimozione del calore come sistemi passivi nei generatori di vapore, taniche di acqua, condensatori, fonti di acqua vicine (laghi, fiumi, mare).
- Adottare una concezione di "zoccolo duro" ("hardened core") per la gestione di eventi estremi: sistemi di protezione rafforzati (bunker dove allocare i dispositivi di emergenza per gravi incidenti), personale specificatamente addestrato, procedure ben definite per affrontare emergenze nucleari.
- Preparazione ad affrontare incidenti che riguardano più siti: allocare risorse aggiuntive in termini di equipaggiamento e preparazione del personale per affrontare emergenze in tutte le unità di un sito nucleare.

### 2.2.3 Valutazioni relative alla gestione di incidenti severi

La gestione degli incidenti severi rappresenta l'ultima barriera che ha a disposizione l'operatore per mitigare l'evento incidentale, avendo come scopo principale garantire l'integrità del contenimento primario, danneggiamenti al core e l'esposizione al pubblico di dosi considerevoli di radioattività.
In questa sezione degli stess test verranno valutati i seguenti scenari:

- Gestione dell'incidente a seguito di un mancata asportazione di calore dal nocciolo e dalla piscina del combustibile
- Misure da adottare per garantire l'integrità del contenimento primario quali prevenzione di esplosioni id idrogeno, sovra pressione del contenimento, re-criticità, fusione del nocciolo, etc… Inoltre devono essere indicate anche le misure da intraprendere per mitigare un eventuale danneggiamento al contenimento

Nella valutazione bisognerà descrivere per ogni scenario i possibili fallimenti a catena, valutare i tempi di sopravvivenza e l'adeguatezza delle esistenti misure per fronteggiare un incidente severo oltre a considerare misure aggiuntive per aumentare la robustezza della gestione dell'incidente[5].

Gli stress test hanno confermato che la gestione degli incidenti severi è stata considerata essenziale per tutti gli impianti nucleari. Tuttavia, alla luce degli eventi di Fukushima, alcuni miglioramenti devono essere apportati per garantire una corretta gestione dell'emergenza nucleare in qualunque stato sia l'impianto nucleare. In particolare [6]:

- Prevenire il simultaneo fallimento delle principali funzioni per guasti di causa comune attraverso ridondanza, diversità, separazione fisica e protezione contro aventi esterni. Garantire che i sistemi di emergenza sopravvivano a gravi eventi esterni.
- Per evitare fuoriuscite di combustibile fuso, la depressurizzazione del contenitore primario è di grande importanza, anche per permettere l'iniezione di acqua attraverso il sistema a bassa pressione.
- Per garantire l'integrità del contenitore bisogna ridurre drasticamente il pericolo di esplosioni di idrogeno. Possibili soluzioni possono essere un adeguata ventilazione del contenimento, l'utilizzo di bruciatori di idrogeno e ricombinatori passivi.
- La stabilizzazione del "corium" è essenziale per portare ad una messa in sicurezza dell'impianto a seguito di un evento incidentale grave.
- Un'armonizzazione delle varie procedure da seguire in caso di incidente e un forte addestramento del personale unito ad un coordinamento tra le varie strutture è un obiettivo da perseguire, considerando che ci potrebbe essere la necessità di lavorare in condizioni critiche (radiazioni, strutture danneggiate, etc) . In quest'ottica **"l'utilizzo di simulatori di impianto è considerato uno strumento utile, ma necessita di essere migliorato in modo da poter coprire tutti i possibili scenari incidentali" [6].**

### 2.2.4 Valutazione finali di ENSREG

In generale, ENSREG registra una buona conformità degli stress test con le richieste effettuate inizialmente. Le maggiori mancanze riguardano soprattutto i rischi di eventi naturali per la mancanza di un approccio omogeno a livello internazionale e la difficoltà di valutare fallimenti a cascata dei componenti. In quest'ottica, ENSREG raccomanda WENRA, l'associazione degli enti regolatori dell'Europa occidentale, di sviluppare delle linee guida sulla valutazione dell'impatto dei disastri naturali quali terremoti, inondazioni e severe condizioni meteorologiche, anche in termini di margini al di là dei limiti di progetto ed effetti domino [6].
In secondo luogo, ENSREG sottolinea l'importanza di revisioni dell'analisi di sicurezza periodiche, soprattutto per i disastri naturali per i quali una revisione ogni dieci anni è risultata opportuna. L'ente nota altresì che queste revisioni periodiche sono comuni nelle nazioni partecipanti e formano la base per continui miglioramenti all'impianto [6].
Per quanto riguarda la gestione degli eventi severi, ENSREG raccomanda l'immediata applicazione dei livelli stabiliti da WENRA in questo campo e l'implementazione delle misure atte a proteggere l'integrità del contenitore primario [6].
Infine viene evidenziato come l'evento di Fukushima abbia reso necessario il miglioramento della difesa in profondità dell'impianto, considerando anche disastri naturali che superano di gran lunga i limiti stabiliti in fase di progetto. È necessario perciò adottare delle misure di prevenzione di incidenti e limitazione di conseguenze dannose anche in caso di devastazione e isolamento per un lungo periodo del reattore, indisponibilità dei sistemi di sicurezza, incidenti multi-sito con danneggiamenti a piscine del combustibile esausto e rilascio di radioattività [6].

## *2.3 Risultati STRESS Test – US NRC*

### 2.3.1 Protezione da incidenti severi

La US-NRC, basandosi sulle raccomandazione della NTTF, ha richiesto:

- Che i gestori di impianto re-evalutino i rischi sismici e di allagamento del sito nucleare
- Di effettuare ispezioni alle protezione sismiche e contro l'allagamento per identificare e correggere i punti deboli identificati, specifici dell'impianto. Di monitorare e manutenere le protezioni adeguatamente finchè non vengono aggiornati i criteri di protezione degli impianti da eventi esterni

Lo US-NRC ha inoltre deciso di rivedere tutta la regolamentazione relativa ad altri rischi esterni derivanti da fenomeni quali tornado, uragani, venti e temperature estreme, precipitazioni volente, tempeste di sabbia, incendi boschivi ed attività vulcaniche. Inoltre, l'NRC sta sviluppando piani per eseguire un nuovo PRA di livello 3 per identificare nuovi rischi derivanti da siti ospitanti più unità nucleari.
Per quanto riguarda la modifica/miglioramento dei reattori attualmente in esercizio ed in costruzione, alcune azioni sono state identificate per evitare la perdita di una o più funzioni base quali:

- Le fonti di energia elettrica a corrente alternata, prodotte sul sito e/o provenienti fuori dal sito nucleare
- La rimozione del calore dal contenimento e la sua protezione da sovrappressioni
- Il raffreddamento delle piscine di combustibile esaurito
- La perdita del pozzo freddo (Ultimate Heat sink).

E' importante notare come sia stato riconosciuto dall'NRC che il primo punto (perdita di alimentazione elettrica interna/esterna) non è un problema per i nuovi reattori passivi di Gen III+ (AP1000 ed ESBWR), in quanto capaci di fronteggiare in totale sicurezza un periodo di blackout totale dell'impianto pari ad almeno 72 ore. Per i reattori di Gen II attualmente in esercizio, viene richiesta dall'NRC la capacità di fronteggiare un blackout totale dell'impianto che va da 4 a 8 ore.
Per quanto riguarda la protezione del contenimento, l'NRC ha ordinato a tutti gestori di impianti ad acqua bollente aventi contenimenti di tipo Mark I e Mark II, di equipaggiarli con sfiati del wetwell rinforzati ed affidabili. L'NRC sta inoltre studiando la possibilità di inserire delle batterie filtranti sugli sfiati dei contenimenti.
Per quanto riguarda la piscina del combustibile esaurito, l'NRC ha richiesto a tutti i gestori di avere una strumentazione affidabile per la misura di livello dell'acqua. Sul lungo periodo, verrà studiata una nuova normativa al fine di determinare 1) cosa costituisce una strumentazione affidabile, 2) quali condizione tale strumentazione deve essere capace di fronteggiare, 3) dove le indicazioni di tale strumentazione devono essere visibili. La futura regolamentazione dovrà inoltre riguardare anche le capacità del gestore di reintegrare l'acqua della piscina.
L'NRC, richiederà, infine, ai gestori d'impianto, di includere l'UHS nella ri-valutazione dei rischi del sito derivanti da sisma ed allagamenti, e di indentificare le azione prese o pianificate per ridurre tali rischi, così come raccomandato dalla NTTF. Inoltre l'NRC sta valutando di inserire la perdita di UHS come condizione al contorno per la preparazione della normativa per la condizione di totale blackout dell'impianto (Station Blackout).

# 3 Reattori di probabile futuro interesse.

## *3.1 Reattori Gen III+*

### 3.1.1 AP1000

L'Unione Europea, in seguito agli avvenimenti di Fukushima, ha incaricato l'ENSREG[1] di effettuare degli studi esaustivi di analisi dei rischi e valutazione della sicurezza degli impianti europei ("Stress Tests")[2].
Tali studi sono orientati principalmente agli impianti già esistenti, ma comunque hanno valore anche per gli impianti attualmente in costruzione o in fase di progettazione. Tuttavia per questi ultimi molte delle raccomandazioni presentate dall'ENSREG erano state già prese in considerazione.

Per inciso, le autorità per la sicurezza nucleare dei tre Paesi attualmente più direttamente interessati al progetto AP1000® (Cina, UK e USA) hanno risposto in maniera differente all'incidente giapponese.
In particolare, non risulta che la Cina abbia richiesto azioni specifiche per i suoi impianti già in costruzione.
Il Regno Unito ha invece istituito una commissione d'indagine[3] volta a verificare la capacità di tutte le installazioni nucleari presenti nel suo territorio a fronteggiare eventi come quelli verificatisi a Fukushima. In questo ambito è stato avviato anche un processo di verifica del progetto AP1000 UK.

Per rispondere alle richieste di ENSREG e della commissione di indagine britannica, la Westinghouse UK ha avviato uno studio[4] volto a verificare l'efficacia dei sistemi di sicurezza e protezione del progetto AP1000. In tale studio sono state tenute in conto anche le raccomandazioni indicate nei rapporti intermedio e finale dell' "Office for Nuclear Regulation"[5].
Le attività sono iniziate con la formazione di un gruppo interno di lavoro multidisciplinare composto da esperti in progettazione dei sistemi di sicurezza, valutazione dei rischi, layout d'impianto, conduzione d'impianto, valutazione probabilistica della sicurezza, analisi deterministica della sicurezza, e progettazione di sistemi contro incidenti severi. In un primo momento il lavoro si è basato sui dati preliminari immediatamente accessibili. Non appena si sono rese disponibili informazioni più dettagliate, si è effettuata una revisione alla scopo di rispondere, come sopra detto, alle richieste contenute nel rapporto Weightman[3] ed a quelle avanzate dalla Commissione Europea.

La commissione di indagine ha concluso che il procedimento di licensing britannico, alla luce dell'incidente di Fukushima, non ha palesato punti deboli di qualche rilevanza. Ha inoltre accertato che i progetti EPR UK

---

[1] Nel 2007 gli enti di sicurezza nazionali dell'UE, riuniti nell' European High Level Group on Nuclear Safety and Waste Management, hanno istituito un gruppo sovranazionale per la sicurezza nucleare, in seguito denominato ENSREG (European Nuclear Safety Regulators Group) rif. Commission Decision 2007/530/Euratom of 7 July 2007 (O.J. L 195/44, 27.7.2007, p. 44-46).

***1*** [2] Declaration of ENSREG - Annex I 'EU *"Stress Tests" specifications*'

[3] Il 12 Marzo 2011, all'indomani dell'incidente di Fukushima, il Segretario di Stato Britannico per l'Energia ed il Cambiamento Climatico, Chris Huhne, ha chiesto al Capo Ispettore di Sua Maestà Britannica per le Installazioni Nucleari, Mike Weightman, di preparare un rapporto sulle conseguenze dell'incidente giapponese sull'industria nucleare del Regno Unito, in collaborazione con esponenti dell'industria nazionale e gli omologhi rappresentanti europei. Il Segretario di Stato ha richiesto un rapporto preliminare per la metà di Maggio 2011 e la versione definitiva entro Settembre dello stesso anno.

[4] Westinghouse UK, AP1000® Generic Design Assessment, Resolution Plan for GI-AP1000-CC-03, "*Consider and Action Plans to Address the Lessons Learnt from the Fukushima Event*"

[5] Office for Nuclear Regulation: *"Japanese earthquake and tsunami: Implications for the UK nuclear industry"* Final Report, HM Chief Inspector of Nuclear Installation, September 2011

e AP1000 UK incorporano già caratteristiche avanzate di sicurezza nei confronti di eventi estremi come quelli verificatisi in Giappone[5].

Negli Stati Uniti diverse utilities elettriche hanno avviato da tempo l'iter autorizzativo per la costruzione di impianti nucleari AP1000 presso l'NRC (Nuclear Regulatory Commission, l'ente americano per la sicurezza nucleare). L'NRC ha istituito una task-force denominata NTTF (Near Term Task Force) per condurre una revisione complessiva della propria normativa per adeguarla, laddove necessario, ai nuovi requisiti di sicurezza emersi in seguito all'incidente di Fukushima.
La Task Force è giunta alla conclusione che tutte le autorizzazioni già concesse per i siti restano tuttora valide[6], in quanto la documentazione base di progetto, a suo tempo presentata, risponde comunque alle raccomandazioni scaturite dalle nuove analisi per eventi naturali estremi, in special modo terremoti ed inondazioni.

La Task Force ha osservato[7], inoltre, che i due processi di certificazione attualmente *in itinere* per i progetti AP1000 ed ESBWR riguardano entrambi impianti dotati di sistemi a sicurezza passiva. In forza di questo e grazie alla capacità di mantenimento della refrigerazione del nocciolo, del contenimento primario e della piscina del combustibile esaurito per 72 ore senza intervento degli operatori, i progetti AP1000 ed ESBWR dispongono già delle caratteristiche tecniche per soddisfare le raccomandazioni emerse dagli studi successivi all'incidente giapponese.

A valle del lavoro della Task Force, sembra comunque che l'NRC si sia riservata la possibilità di richiedere qualche modifica di progetto, qualora ne risultasse la necessità.

### 3.1.2 EPR

Il reattore franco tedesco EPR (European Pressurized Reactor) rimane – anche dopo Fukushima – uno dei progetti maggiormente avanzati e con prospettive di successo commerciale, nonostante i ritardi realizzativi registrati ad Olkiluoto e Flamanville. Sembra infatti mantenuto l'interesse britannico a realizzare fino a 4 reattori di questa tipologia nei prossimi anni.
D'altronde la modernità del concetto fa si che alla luce dei parametri degli Stress Tests l'EPR sia il sistema nucleare francese meno bisognoso di 'ritocchi' e 'migliorie' all'interno della gigantesca flotta impiantistica d'oltralpe.

La questione della simulazione del reattore EPR è per ENEA strettamente connessa al progetto di simulazione SOFIA dell'IRSN, in virtù della collaborazione in corso con tale ente su una varietà di temi tra cui la simulazione.

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

I simulatori esistenti per i reattori di progettazione francese CP2 (900MWe, tre-loop), DPY (1.300 MWe, a quattro loop) e N4 (1.450 MWe, a quattro loop) sono stati adattati ai nuovi server PC con sistema operativo

[6] V. C. Summer Nuclear Station Units 2 & 3 - "*Quarterly Report to the South Carolina Office of Regulatory Staff Submitted by South Carolina Electric & Gas Company Pursuant to Public Service Commission Order No. 2009-104(A)*" Quarter Ending March 31, 2012
[7] U.S. Nuclear Regulatory Commission - " *Recommendations for Enhancing Reactor Safety in the 21st Century* ", July 12, 2011, pp. 71-72

Windows all'interno dell'ambiente di simulazione Orchid®. Inoltre, al simulatore di SOFIA saranno aggiunte due versioni del Flamanville 3-base EPR™ simulazione. Una versione del simulatore EPR è sviluppata in real time, utilizzando come codice di termoidraulica L-3 MAPPS 'ANTHEM ™, mentre l'altra versione non prevede l'utilizzo in real time e incorpora CATHARE8 come codice di termoidraulica.

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

## *3.2 SMR (Small Modular Reactors)*

### 3.2.1 Reattore Westinghouse

La Westinghouse, società leader nell'industria nucleare, ha sviluppato un suo progetto di SMR basato su uno schema integrato di PWR da 225 MWe con tutti i componenti del circuito primario alloggiati all'interno del vessel.
Tale progetto prevede l'uso estensivo di sistemi a sicurezza passiva e componenti provati, in buona misura già adottati per il progetto AP1000, con lo scopo di migliorare il livello di sicurezza e ridurre il numero dei componenti richiesti. Il combustibile nucleare utilizzato nell'SMR Westinghouse si basa su una geometria ampiamente collaudata in impianti PWR già da tempo operativi.
L'impianto è concepito per essere realizzato ed assemblato in fabbrica in moduli di dimensioni tali da poter essere trasportati nel sito per ferrovia o con altri mezzi di trasporto convenzionali.

Il progetto va inoltre incontro alle più recenti indicazioni e direttive dell'NRC in tema di sicurezza (safety & security).

Il contenimento primario si trova al di sotto del piano di campagna con tutti i sistemi di sicurezza protetti nell'edificio reattore. All'interno del contenimento è alloggiato il vessel del reattore dentro il quale, al di sopra del nocciolo e dei meccanismi delle barre di controllo, trovano posto anche il pressurizzatore ed il generatore di vapore.

I dati per il reattore principale SMR Westinghouse sono elencati nella tabella seguente, mentre alcuni dettagli dei sistemi principali, tra cui il nocciolo del reattore, generatori di vapore, il contenimento, e sistemi di sicurezza, vengono discussi in dettaglio nei successivi paragrafi.

| **Specifiche SMR Westinghouse** | |
|---|---|
| **Potenza termica** | 800 MWt |
| **Potenza elettrica** | >225 MWe |
| **Sistemi a sicurezza passiva** | Nessun intervento richiesto agli operatori per 7 giorni |

| | |
|---|---|
| **Caratteristiche del nocciolo** | n.ro elementi di combustibile: 89<br>griglia: 17x17<br>lunghezza attiva: 2.4 m<br>arricchimento: < 5%<br>ciclo del combustibile: 24 mesi |
| **Controllo reattività** | soluzione di Boro<br>CRDM: 37 |
| **Dimensioni del Vessel** | Diametro esterno: 3.5 m<br>Altezza: 24.7 m |
| **Peso complessivo del vessel** | 254 t |
| **Dimensioni del contenimento primario** | Diametro esterno: 9.7 m<br>Altezza: 27.1 m |
| **Sistema di circolazione primaria** | 8 pompe esterne, ad asse orizzontale, senza sistema di tenuta |
| **Generatore di vapore** | Once-Through a tubi dritti |
| **Pressurizzatore** | Integrato nel vessel |
| **Sistema di strumentazione e controllo** | Digitale basato su tecnologia OVATION® (sviluppata da Emerson) |

**Sistema reattore**

L' SMR Westinghouse, in virtù del concetto di reattore integrato (i-PWR), elimina una classe completa di incidenti potenziali che negli impianti nucleari tradizionali sono associati alla presenza di tubazioni e penetrazioni di collegamento tra i vari componenti (Figura 2). Tutti i componenti del sistema di raffreddamento del reattore sono racchiusi in un unico recipiente in pressione. Il diametro massimo del vessel è stato limitato a 12 piedi (3.66m) in modo da poter esser trasportato con mezzi ordinari. Il vessel del reattore, realizzato secondo le norme ASME 1 - Sez. III - Subsez. NB, è progettato per pressione e temperatura nominali rispettivamente di 2500 psig (17,2 MPa) e 650 ° F (343 ° C).

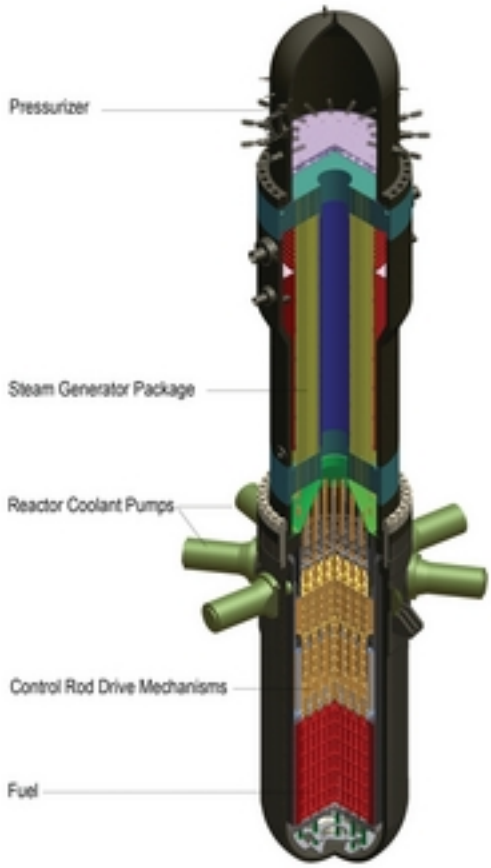



**Figura 2. SMR integral reactor** **Figura 3. RV cutaway**

Per ottenere una potenza termica di 800 MW, il nocciolo è costituito da 89 elementi di combustibile (RFA: Robust Fuel Assembly) con griglia 17x17 e lunghezza attiva di 8 ft (2,4 m). Il nocciolo è collocato nella parte inferiore del vessel, mentre il generatore di vapore ed il pressurizzatore integrati si trovano sopra la flangia del reattore. Al centro del reattore integrato, una flangia imbullonata consente la rimozione del gruppo generatore/pressurizzatore per le operazioni di ricarica del combustibile nucleare. Il livello dell'acqua nel reattore viene controllata dal pressurizzatore, come in tutti i PWR Westinghouse, con spray e riscaldatori. Il generatore di vapore è del tipo a tubi dritti con il refrigerante del primario circolante all'interno dei tubi ed il fluido secondario all'esterno. Otto pompe assiali senza sistema di tenuta (seamless), montate sulla parete esterna del vessel appena sotto la flangia di chiusura, assicurano la giusta portata di refrigerante attraverso il nocciolo. Le strutture interne soprastanti il nocciolo sostengono 37 meccanismi di azionamento delle barre di controllo (CRDM: Control Rod Drive Mechanism) per la regolazione della reattività (Figura 4).

**Figura 4. CRDM: Control Rod Drive Mechanism (in prova)**

I CRDM collocati all'interno del vessel dell'SMR sono una versione per alta pressione e temperatura di quelli sviluppati per l'AP1000, già ampiamente testati.
L' eliminazione delle penetrazioni delle barre di controllo ha consentito una riduzione dei costi di fabbricazione e l'esclusione della "rod ejection" dalla lista dei possibili eventi incidentali.

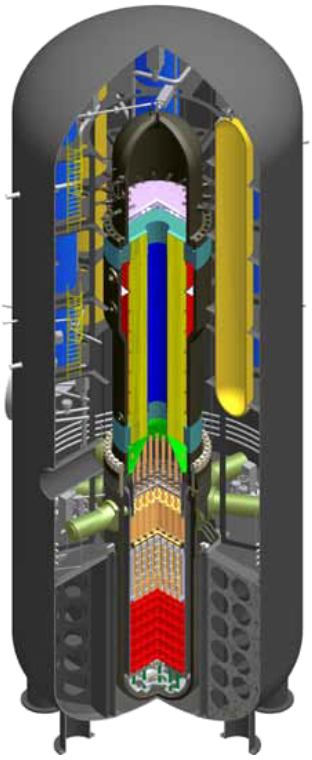
**Generatore di vapore**

Per motivi di compattezza, la Westinghouse ha deciso di utilizzare una versione evolutiva dei generatori di vapore a tubi dritti con un separatore di vapore collocato all'esterno del contenimento primario.

In questo progetto il fluido primario circola verticalmente verso il basso all'interno dei tubi dove il calore è trasferito al fluido secondario.
Quest'ultimo entra nel mantello del generatore di vapore come liquido sottoraffreddato ed esce come miscela di vapore saturo, per poi essere inviato al separatore di vapore esterno dove raggiunge il titolo del 99.9% prima dell'ingresso in turbina. Le condizioni operative di progetto prevedono, in prevalenza, uno scambio termico in regime di ebollizione nucleata.
Tra le altre cose, il separatore di vapore esterno fornisce un volume dove il ricircolo del liquido consente di preriscaldare l'acqua di alimento riducendo la quantità di calore sensibile per l'instaurazione dell'ebollizione nucleata, e di realizzare un generatore di vapore più compatto collocabile all'interno del vessel. In condizioni di funzionamento a potenza nominale è prevista una pompa di ricircolo secondaria per l'acqua di alimento del GV; invece, in condizioni di bassa potenza, la pompa di ricircolo può essere bypassata in quanto la quota del separatore di vapore consente l'istaurarsi della circolazione naturale.

Il fascio tubiero, costruito in Inconel 690, è costituito da tubi di 0.625 in (15.8 mm) di diametro per una lunghezza attiva per lo scambio termico di 25 ft (7.62 m). I tubi sono disposti in una griglia a geometria triangolare con supporti antivibrazione e setti per la distribuzione del fluido secondario. Un grande volume di liquido secondario assicura inoltre una maggiore riserva per la rimozione del calore di decadimento in caso di incidente.

**Contenimento primario**



Come illustrato in Figura 5, il contenimento primario dell'SMR Westinghouse è di dimensioni compatte misurando soltanto 32 ft (9.75 m) di diametro per 89 ft (27.13 m) di altezza. Il volume risultante è 25 volte inferiore a quello corrispondente dell' impianto AP1000. In questo modo vengono significativamente ridotti i costi di fabbricazione, viene facilitata la costruzione modulare e incrementata la pressione massima di progetto. Progettato per essere immerso in acqua durante il normale funzionamento, il contenimento primario è in grado di sopportare pressioni interne ed esterne relativamente elevate.

**Isola nucleare**

L'isola nucleare contiene tutti i sistemi critici per la sicurezza. Quelli destinati ad assicurare le condizioni di spegnimento in sicurezza sono collocati al di sotto del piano di campagna. E' inoltre prevista la separazione fisica tra sistemi di sicurezza ridondanti. Ai livelli superiori sono sistemati i componenti non passibili di rilasci radioattivi. La piscina del combustibile esaurito è posizionata sotto il piano di campagna per proteggerla da eventuali minacce esterne.

**Figura 5. Sistema di contenimento dell'SMR**

**Edificio turbina**

I sistemi del circuito secondario, come il turbogeneratore, il condensatore ed i preriscaldatori dell'acqua di alimento, trovano posto nell'edificio turbina dove non sono presenti sistemi correlati alla sicurezza.

**Progetto del nocciolo**

Per semplificità di progetto e di iter autorizzativo, la Westinghouse ha adottato, per gli elementi di combustibile, lo schema già ampiamente collaudato (RFA: Robust Fuel Assembly) con griglia 17x17, 264 barre di combustibile di 0.374 in (9mm) di diametro, 24 canali per le barre di controllo ed un canale centrale per la strumentazione di misura. L'esperienza accumulata nell'esercizio di impianti e nelle prove sperimentali ha permesso di raggiungere valori di burn up fino a 70 GWd/MTU ed ha contribuito allo sviluppo dei noccioli degli AP1000 e SMR.
Le caratteristiche salienti degli elementi di combustibile dell'SMR includono:

- lunghezza attiva del nocciolo 8ft (2.44 m)
- incamiciatura in ZIRLO®
- griglie inferiore e superiore in Inconel® 718

- progetto ottimizzato delle molle delle griglie per contenere le flessioni delle barre di combustibile
- tubi strutturali spessi in ZIRLO® con appositi smorzatori per una maggiore stabilità dimensionale e una migliore resistenza all'incurvamento.
- diffusori superiori rimovibili
- diffusori inferiori filtranti per la rimozione dei detriti, con rivestimento protettivo.

Le dimensioni del nocciolo sono un parametro importante nella progettazione dell'SMR in quanto il diametro del nocciolo determina la dimensione radiale del del vessel (del reattore) il cui diametro deve essere contenuto per consentirne il trasporto per ferrovia. L'altezza del nocciolo, a sua volta, influenza direttamente la lunghezza delle barre di controllo e degli altri componenti interni. Si è visto che, in linea di massima, ogni aumento in altezza del nocciolo di un singolo foot comporta un allungamento del vessel di 3 feet.
Un altro parametro importante nella progettazione del nocciolo è il ciclo operativo del combustibile che, secondo le aspettative dei committenti, dovrebbe attestarsi intorno ai 24 mesi.
In base a queste considerazioni, all'interno del vessel, sono alloggiati 89 elementi di combustibile, lasciando spazio sufficiente ad un pesante riflettore radiale. Una volta fissata la massima dimensione radiale del nocciolo, la sua lunghezza attiva è stata quindi scelta nella misura di 8 ft per un peso totale del combustibile nucleare di 27 MTU. Il nocciolo così concepito risponde al requisito dei 24 mesi per il ciclo del combustibile, richiedendo la sostituzione di un ragionevole numero di elementi per ciclo e pur mantenendo un'altezza attiva relativamente modesta. Una tipica configurazione di carico richiede la sostituzione per ciascun ciclo di 36 elementi di combustibile al 4.95% in peso di U-235, fornendo energia per 700 giorni effettivi alla piena potenza di 800 MWt.

**Sistemi di sicurezza**

Il progetto dell'SMR Westinghouse consente di operare a potenza in condizioni di sicurezza intrinseca, permettendo inoltre di passare in sicurezza dalle normali condizioni operative ad una condizione di spegnimento passivo. Il progetto prevede le tre principali barriere di protezione dei PWR tradizionali (camicia del combustibile, circuito primario del reattore in pressione, contenimento primario) con il beneficio aggiuntivo di una piscina d'acqua esterna per filtrare i radionuclidi che dovessero sfuggire dal vessel del reattore. Per di più, la collocazione sottosuolo dell'SMR riduce la probabilità di eventi esterni che possano impattare la sicurezza dell'impianto.

Il progetto integrato dell'RCS non prevede tubazioni di grosso diametro, riducendo in tal modo la possibile area di deflusso negli incidenti previsti di perdita del refrigerante primario (LOCA). L'uso di CRDM interni al vessel in pressione elimina inoltre la possibile espulsione delle barre di controllo.
La portata di refrigerante primario nel funzionamento a potenza è assicurata dalle 8 pompe primarie e garantisce un elevato margine termico di sicurezza, prevedibile con alto livello di confidenza. La disposizione verticale dell'impianto permette una sicura transizione alla circolazione naturale nel caso di interruzione della circolazione forzata dell'RCS. Ancora, la struttura verticale dell'impianto pone intrinsecamente gran parte dell'acqua dell'RCS al di sopra del nocciolo in modo da poter essere impiegata per la refrigerazione del reattore in caso di necessità.

In condizioni incidentali, l'SMR Westinghouse si affida alla forza di gravità ed alla convezione naturale per lo spegnimento ed il mantenimento in sicurezza dell'impianto. In una tale situazione, il sistema di protezione rileverà la necessità di proteggere il reattore ed invierà un segnale per lo sgancio delle barre di controllo che scenderanno per gravità, come nell'impianto AP1000. Nel caso improbabile che le barre di controllo non dovessero scendere nel nocciolo o che un incidente si verifichi in condizioni di spegnimento (a barre già

inserite), un sistema di spegnimento alternativo è assicurato dall'iniezione per gravità di acqua ad alta concentrazione di Boro contenuta nei serbatoi CMT (Core Makeup Tanks).

La pressione limite dell'RCS viene mantenuta da valvole di sicurezza autoazionate a molla nel pressurizzatore, in grado di aprirsi automaticamente per limitare una qualsiasi sovrapressione nell'RCS.

L'elevata massa d'acqua presente nel separatore di vapore si rende automaticamente disponibile per la rimozione del calore residuo durante gran parte dei possibili scenari incidentali. Tuttavia, la portata di acqua di alimento può essere isolata dal generatore di vapore e dal contenimento primario in caso di rottura nel lato mantello del generatore di vapore. Ad ogni modo, se disponibile, la circolazione naturale tra il separatore di vapore ed i tubi del generatore di vapore è in grado di assicurare la rimozione del calore residuo attraverso lo scarico al condensatore (steam dump). E' inoltre possibile inviare acqua al separatore di vapore e pompare acqua nei tubi del generatore di vapore, sebbene nessuna di queste operazioni sia necessaria per garantire il raggiungimento di condizioni sicure di spegnimento in tutti gli scenari di progetto (design basis). Un ulteriore vantaggio della notevole quantità d'acqua presente nel separatore di vapore risiede nel migliore controllo di livello dell'acqua e nel maggior tempo di risposta nei transitori di livello.

In caso di inadeguatezza o indisponibilità della rimozione del calore attraverso il generatore di vapore, il sistema di protezione aziona automaticamente una serie di scambiatori di calore indipendenti.
Attraverso l'apertura automatica di una singola valvola associata a ciascuno scambiatore viene innescata la circolazione naturale nell'RCS per provvedere alla rimozione del calore residuo. La portata d'ingresso del lato refrigerante dello scambiatore di calore è raffreddata per circolazione naturale tramite i serbatoi terminali dell'impianto (ultimate heat sink tanks).

La configurazione e la capacità di trasferimento termico degli scambiatori di calore inducono comunque delle considerazioni sugli incidenti di progetto legati alla disponibilità del sistema. Attraverso gli scambiatori è anche possibile pompare acqua nel circuito collegato all'RCS ed al circuito refrigerante; tuttavia, anche qui, il pompaggio dell'acqua non è richiesto per garantire il raggiungimento di condizioni sicure di spegnimento in tutti gli scenari di progetto.

Un'ulteriore risorsa per la rimozione del calore residuo si rende disponibile attraverso lo scambio termico tra la parete del contenimento primario e l'acqua della piscina che circonda il vessel. Il riempimento della piscina si realizza automaticamente attraverso il collegamento con i serbatoi terminali dell'impianto. Nel complesso, è disponibile un sufficiente massa d'acqua per rimuovere il calore residuo per un periodo di almeno 7 giorni senza la necessità di sorgenti di energia elettrica (AC) esterne all'impianto. Sono inoltre disponibili ulteriori connessioni per rifornire acqua da sorgenti alternative per il raffreddamento dell'impianto per tempi indefiniti.

Il volume d'acqua dell'RCS, di rilevanti proporzioni rispetto alla potenza termica in gioco, costituisce un notevole pozzo termico durante transitori operativi anticipati e gli eventi incidentali previsti. In caso di LOCA, se necessario, sono garantiti ulteriori rifornimenti d'acqua tramite serbatoi multipli addizionali. Nello scenario improbabile che l'iniezione di acqua addizionale fosse richiesta con l'RCS a pressione elevata rispetto al contenimento primario, il circuito primario verrebbe automaticamente depressurizzato per livellare le pressioni. Una volta completata questa operazione, l'acqua verrebbe automaticamente iniettata nell'RCS dalla piscina interna al contenimento primario.

Poiché la parete esterna del contenimento primario viene raffreddata con acqua, del vapore originatosi dalla rottura condenserà lungo la parete interna per poi essere convogliata nella sentina di raccolta (containment sump). Una linea di collegamento tra la sentina e la piscina interna al contenimento e l'RCS

può inoltre essere aperta automaticamente per consentire all'acqua raccolta nella sentina di rientrare nell'RCS. In tal modo si viene ad instaurare una convezione naturale interna ed un ciclo di ricircolo per fornire acqua all'RCS fintantoché la parete esterna del contenimento primario continua ad essere refrigerata.

Nell'improbabile caso di un incidente severo postulato che comporti la fusione del nocciolo, la parete del vessel del reattore sarà refrigerata con l'acqua del serbatoio di schermaggio (shield tank), che può essere allineato manualmente per raffreddare la parete esterna del vessel stesso. In ogni caso, il raffreddamento della parete del vessel è sufficiente per evitare che il nocciolo fuso possa fondere l'acciaio della calotta inferiore del vessel e fuoriuscire nel contenimento primario.

**Vantaggi commerciali dell'SMR Westinghouse**

L'SMR Westinghouse potrà costituire una pratica opzione per la sostituzione, senza produzione di gas serra, degli impianti a combustibili fossili negli USA destinati alla dismissione nei prossimi anni. La taglia del reattore (225 MWe) consentirà l'uso di infrastrutture associate con gli impianti energetici non nucleari già esistenti, fornendo un'opzione nucleare per le aziende produttrici finora non impegnate nel nucleare. La ridotta potenza fornirà anche un'opportunità per utenze e reti elettriche con esigenze limitate.

Ancora, l'SMR Westinghouse richiederà un investimento capitale considerevolmente inferiore rispetto agli impianti nucleari tradizionali, tipicamente di taglia superiore a 1000 MWe, rendendosi appetibile per un maggior numero di potenziali investitori. Ad esempio, sulla base dei dati prodotti dalla SNL Financial (Charlottesville, VA) sulla capitalizzazione del mercato USA, meno di un quarto delle aziende energetiche americane possono disporre degli 8-10 miliardi di dollari necessari per avviare un progetto nucleare da 1000 MWe, mentre la maggior parte di esse potrebbero finanziare progetti da 1-2 miliardi di dollari. I ridotti tempi di costruzione riducono inoltre l'intervallo tra l'investimento iniziale e l'inizio del recupero del capitale con l'entrata in esercizio dell'impianto. Le dimensioni dei componenti di maggiori dimensioni, come il vessel del reattore, il contenimento primario, il generatore di vapore ed il turbogeneratore, sono state limitate nel corso del progetto per consentire un trasporto ordinario per ferrovia tra le fabbriche ed il sito di impianto. La fabbricazione ed il montaggio della gran parte dell'impianto potranno così essere eseguite in fabbrica, limitando la costruzione vera e propria nel sito di installazione al solo assemblaggio dei componenti. Questi fattori contribuiscono a ridurre significativamente tempi e costi di costruzione. Per garantire questo obiettivo, il progetto dell'SMR Westinghouse sarà altamente modulare. I vantaggi della modularità costruttiva si sono già evidenziati nel progetto AP1000 con gli impianti attualmente in costruzione in Cina nei siti di Sanmen 1&2 e Haiyang 1&2.

### 3.2.2 Nuscale

Il reattore NuScale è un progetto innovativo basato su 50 anni di applicazione della tecnologia dei reattori ad acqua pressurizzata (PWR). Il progetto include diverse caratteristiche che ne riducono la complessità, ne migliorano la sicurezza e l'operabilità.
I criteri generali seguiti durante la progettazione dell'impianto NuScale includono:

- Un progetto basato su una tecnologia standard e provata
- Un'isola nucleare (Nuclear Steam Supply System, NSSS), costruita con componenti trasportabili
- Un contenimento sotterraneo, sommerso in una piscina
- Sistemi di sicurezza passivi
- Fuel cycle della durata di 2 anni

Un impianto nucleare basato su 12 unità NuScale ha il vantaggio di garanteri all'esercente una generazione di potenza elettrica altamente affidabile e modulabile a seconda delle richieste della rete.

Le caratteristiche salienti di un impianto nucleare basato su 12 unità sono:

- Durante il refueling di un modulo NSSS, solo l'8% della capacità produttiva è offline
- Durata dell'impianto pari a 60 anni
- Isola nucleare compatta
- Non viene richiesta l'azione dell'operatore durante le 72 ore successive ad un incidente postulato
- Dopo 72 ore, l'evaporazione dell'acqua di piscina del reattore e il successivo raffreddamento ad aria per convezione naturale del contenimento garantiscono la rimozione del calore di decadimento

Il modulo NSSS è composto da un nocciolo, un pressurizzatore e 2 generatori di vapore. Tutti questi componenti sono integrati in un recipiente in pressione, a sua volta alloggiato in un conteminento d'acciaio compatto (vedi Figura 6). I componenti del modulo NSSS sono costruiti in fabbrica e trasportati sul sito d'istallazione.

Il modulo NSSS è progettato per operare in maniera efficiente a piena potenza utilizzando la circolazione naturale quale mezzo per garantire la circolazione di refrigerante nel core, eliminando così la necessità di avere pompe di ricircolo.
Come mostrato in Figura 6, il nocciolo è collocato all'interno di uno shroud connesso al riser della gamba calda.

Il nocciolo riscalda il refrigerante, causando il moto del fluido verso l'alto, attraverso il riser. All'uscito di questo, il refrigerante passa attraverso i tubi di un generatore di vapore elicoidale, che agisce come pozzo freddo. Passando attraverso il generatore di vapore, il refrigerante cede calore, incrementando così la sua densità. Ciò causa l'istaurarsi di un regime di circolazione naturale che consente al refrigerante di ritornare nel nocciolo, dove il ciclo di riscaldamento/raffreddamento riinizia. I moduli NSSS sono completamenti sommersi in una piscina e protetti da sistemi di sicurezza passivi. Ciascun NSSS ha un suo sistema indipendete di controllo della chimica e del volume del refrigerante (CVC), un sistema di refrigerazione di emergenza (ECCS) ed un sistema di rimozione del calore di decadimento residuo (DHR).

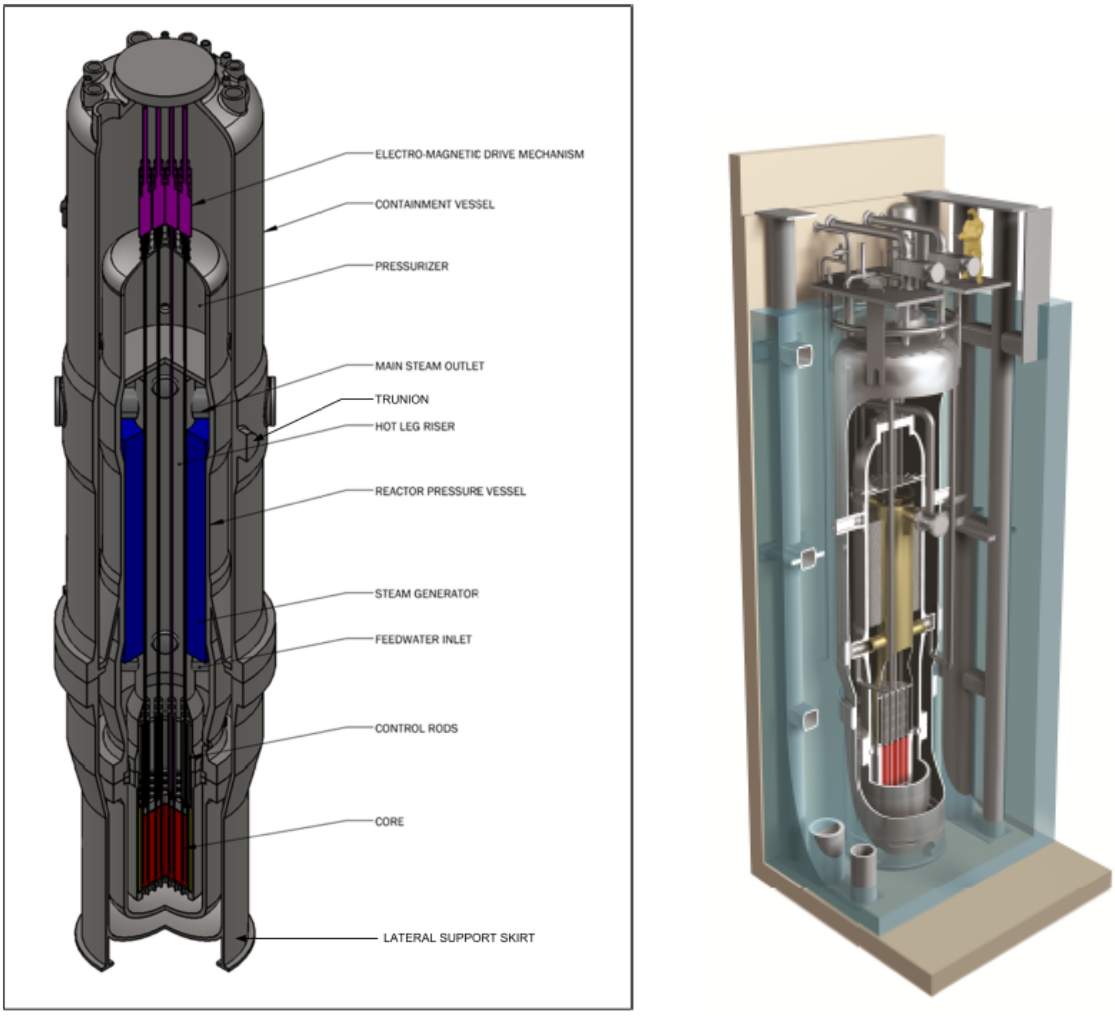



**Figura 6. – NuScale NSSS**

Caratteristiriche importanti di un modulo NSSS includono:

- Un design piccolo, modulare che consente manutenzioni ed operazioni di refueling svolte in maniera incrementale
- Un reattore integrale ad acqua pressurizzata che include il nocciolo, il pressurizzatore ed i generatori di vapore nel recipiente in pressione. Diversamente dai PWR tradizionali, tale design consente di eliminare le tubazioni necessarie a connettere i generatori di vapore ed il pressurizzatore al recipiente in pressione
- Forze di galleggiamento che guidano la circolazione naturale del refrigerante primario, elimenando così la necessità di pompe di ricircolo primarie
- Un recipiente in pressione alloggiato in un contenimento di acciaio sommerso in una piscina. L'acqua di tale piscina garantisce un effettivo pozzo freddo per la refrigerazione di emergenza sul lungo periodo
- L'assenza di penetrazioni dal basso nel recipiente in pressione e nel contenimento
- Un contenimento in acciaio che opera sotto vuoto, eliminando la necessità dell'isolante termico sul recipiente in pressione del reattore

- Un design modulare che può essere costruito in diverse fabbriche, inviato sul sito ed installato, riducendo così il tempo di costruzione ed i conseguenti costi dell'impianto

### 3.2.3 Progetto mPower della Babcock & Wilcox

A metà del 2009, la Babcock & Wilcox (B & W) ha annunciato il suo reattore mPower, un PWR integrato da 125 MWe progettato per essere costruito in fabbrica e trasportato in sito. Il vessel, che contiene un nocciolo di 2x2 metri e un generatore di vapore, ha un diametro di 3.6 metri per un'altezza di 22 metri (Figura 7).

L'intera unità, di 4,5 metri di diametro per 23 di altezza, è previsto sia installata sotto il livello del suolo. ed è dotato di sistemi a sicurezza passiva. Con un condensatore raffreddato ad aria il rendimento termico del sistema raggiunge il 31%, mentre con un raffreddamento ad acqua il rendimento migliora e la potenza elettrica raggiunge i 136 MWe. B&W prevede di portare la potenza nominale dell'impianto fino a 160 MWe.

Il sistema delle barre di controllo ed il generatore di vapore integrato sono di derivazione navale, campo nel quale la B&W vanta un'esperienza di oltre 50 anni.

Il nocciolo, di tipo standard (meno di 20 t.), utilizza combustibile convenzionale con arricchimento del 5% e veleni bruciabili per garantire un ciclo operativo di 4 anni con la sostituzione integrale del combustibile come singolo blocco. Il burn-up è al di sotto dei 40 GWd/t.

La vita prevista per l'impianto è di 60 anni, durante i quali lo stoccaggio del combustibile esaurito avviene in un'apposita struttura costruita in sito.

Il reattore mPower è modulare, nel senso che ogni unità è realizzata in fabbrica e, comunque, diverse unità possono essere combinate per raggiungere la potenza elettrica desiderata. Verosimilmente, la taglia più indicata è compresa tra 500 e 750 MWe, utilizzando turbogeneratori da 250 MWe anch'essi installati come moduli completi. I tempi di costruzione stimati sono attorno ai 3 anni.

La B&W è tecnicamente in grado di realizzare da subito queste unità ed allo scopo ha costituito la B&W Modular Nuclear Energy LLC per commercializzare il progetto. La compagnia intende richiedere la certificazione del progetto entro la fine del 2012 e la licenza combinata di costruzione ed operazione (COL: Combined Construction and Operating Licence) per il sito di Clinch River della TVA (Tennessee Valley Authority) nel 2013. La costruzione della prima unità dovrebbe partire nel 2015 per divenire operativa nel 2018.

Nel frattempo, il progetto ha raggiunto la fase 1 della procedura di licenziamento prevista dalla CNSC (Canadian Nuclear Safety Commission).

**Figura 7.**

Al momento della presentazione del progetto mPower, la B&W ha annunciato che la TVA avrebbe iniziato a valutare Clinch River ad Oak Ridge come possibile sito principale per l'installazione di un impianto nucleare di questo tipo. Inoltre, è stato siglato un memorandum d'intesa tra B&W, TVA ed un consorzio di compagnie elettriche locali per studiare la possibile
realizzazione di un gruppo di reattori mPower fino a 6 unità. All'intesa hanno aderito in seguito anche le società First Energy and Oglethorpe Power.

Nel Novembre 2010, la TVA ha informato la NRC di avere intenzione di presentare i permessi di costruzione per 6 unità mPower da 125 MWe per il sito di Clinch River nella Roane County. Il DOE considera questo come un progetto LWR a breve termine (near-term LWR design).
Il costo di un impianto con due unità (Figura 8) è stimato al di sotto dei $6000/kW.

**Figura 8. Spaccato di impianto mpower con due unità**

### 3.2.4 Progetto Gen4 (già Hyperion) della Gen4 Energy Inc.(già Hyperion Power Generation Inc.)

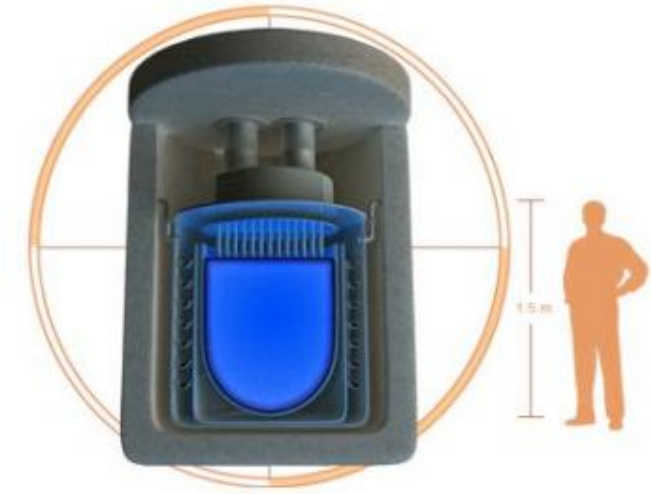


**Figura 9.**

dell'intero modulo reattore. Maggiori potenze potrebbero essere facilmente ottenute installando più unità modulari.

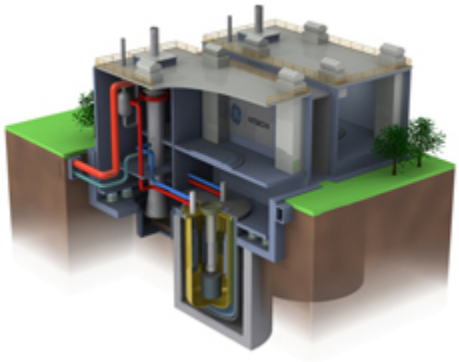
Il reattore modulare Gen4 è stato progettato per soddisfare esigenze di potenza limitata, quali comunità isolate, impianti di estrazione mineraria e petrolifera, e simili. Gen4 è un reattore di quarta generazione a spettro neutronico veloce, raffreddato a metallo liquido, alimentato a nitruro di uranio, con barre di controllo al carburo di boro. La costruzione viene effettuata completamente in fabbrica e le dimensioni ridotte, come daFigura 9, consentono un agevole trasporto con mezzi ordinari per una rapida installazione in loco. La taglia è di appena 25 MWe (70 MWt) per una durata della carica di combustibile intorno ai 10 anni, al termine dei quali è prevista la sostituzione

Non è prevista l'apertura in sito del modulo reattore stante l'assenza di parti in movimento che potrebbero necessitare di ispezione o manutenzione. A detta dei progettisti, inoltre, il reattore non potrebbe mai diventare supercritico, né fondere, né, di conseguenza, causare seri problemi di sicurezza in caso di emergenza. Essendo previsto che il reattore Gen4 venga collocato in posizione interrata ed utilizzando combustibile nucleare poco adatto alla proliferazione, i problemi di "security" sono sostanzialmente mitigati.
Sempre secondo il parere dei progettisti, il Gen4 non potrà raggiungere la fase di licenziamento commerciale entro il limite temporale del 2022, previsto dal FOA Funding Opportunity Announcement del DOE (Department Of Energy) per poter usufruire di finanziamenti statali USA per lo sviluppo di impianti SMR. Pur essendo i fondi del FOA destinati ad una qualsiasi tecnologia SMR, la Gen4 Energy ritiene realisticamente che gli SMR ad acqua leggera (LWR) abbiano maggiori probabilità di aggiudicarsi i finanziamenti a fronte dei requisiti stabiliti dal FOA.

### 3.2.5 Progetto PRISM (Power Reactor Innovative Small Module)

La GE ha sviluppato il progetto PRISM (Power Reactor Innovative Small Module) per un reattore modulare a sicurezza intrinseca refrigerato con metallo liquido, nell'ambito del programma ALMR/IFR (Advanced Liquid Metal Reactor/Integral Fast Reactor) finanziato dal DoE americano.
Il progetto ha avuto origine da prototipi concepiti fin dal 1957 per la propulsione navale della marina militare USA. Nessuno dei reattori sviluppati in questo ambito ha superato la potenza di 66 MWe e comunque non per la produzione elettrica commerciale.

Attualmente PRISM è sviluppato sulla base di un accordo tra General Electric e Hitachi (GEH) per il progetto di un reattore modulare compatto di IV generazione del tipo a piscina, con raffreddamento passivo per la rimozione del calore residuo. PRISM prevede per ogni unità due moduli da 311 MWe (840 MWt) ciascuno, operanti ad una temperatura superiore ai 500°C. I moduli a piscina, collocati al di sotto del livello del terreno, contengono l'intero sistema primario con il sodio refrigerante. Il combustibile metallico Pu-DU viene ottenuto a partire da quello bruciato nei reattori LWR, da cui vengono rimossi tutti gli elementi transuranici tramite riprocessamento elettro-metallurgico, in modo da produrre combustibile fresco con una minor percentuale di attinidi rispetto al plutonio. Il combustibile permane nel reattore complessivamente per circa sei anni, con la sostituzione di un terzo della carica ogni due anni. Il PRISM realizza un rapporto di autofertilizzazione di 0,8 ed il combustibile esaurito viene riciclato, dopo la rimozione dei prodotti di fissione, per l'utilizzo anche in reattori di altro tipo. L'impianto di riferimento su scala commerciale, concepito come centro di riprocessamento avanzato, prevede l'installazione di sei moduli in tre unità di potenza per complessivi 1866 MWe.



Si prevede che la richiesta per la certificazione del progetto venga presentata entro il 2012, cui dovrebbe seguire la decisione, da parte di GEH, di costruire un impianto dimostrativo in un arco temporale previsto di 36 mesi. Nel 2011 GEH ha annunciato che stava modificando la sua strategia di marketing per promuovere il reattore PRISM direttamente presso le compagnie elettriche come un modo per riciclare il plutonio in eccesso, unitamente alla produzione di energia per la rete. Nel 2011 GE-H ha confermato di aver avuto contatti con le agenzie governative britanniche sul possibile uso della Tecnologia PRISM per lo smaltimento delle scorte di plutonio del Regno Unito.

### 3.2.6 Librerie di modelli per componenti speciali per SMR

Gli Small Modular Reactors (SMRs) per raggiungere i loro propositi di modularità, economicità e sicurezza passiva propongono componenti innovativi, pensati appositamente per questo tipo di reattori, il cui comportamento dinamico all'interno dell'impianto deve essere analizzato. Tra questi componenti per SMR possiamo trovare generatori di vapore di forma assai compatta, che rappresentano un aspetto chiave per lo sviluppo di questi sistemi nucleari. Le tipiche configurazioni geometriche proposte consistono in generatori di vapore con tubi elicoidali, pensato per reattori ad acqua quali SMART, CAREM e Nuscale, o con tubi a spirale (reattore raffreddato a piombo di concezione europea ELFR).

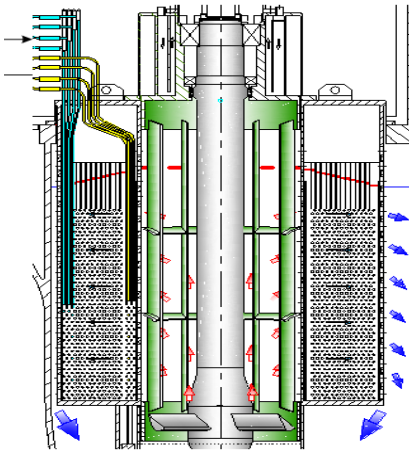


**Figura 10. Generatore a vapore a spirale adottato dal reattore ELFR.**

Librerie di modelli per componenti speciali per SMR sono state sviluppate al Politecnico di Milano attraverso il linguaggio Modelica [20-22]. Grande esperienza è stata acquisita durante il progetto IRIS, attraverso lo sviluppo di un simulatore orientato al controllo [20].

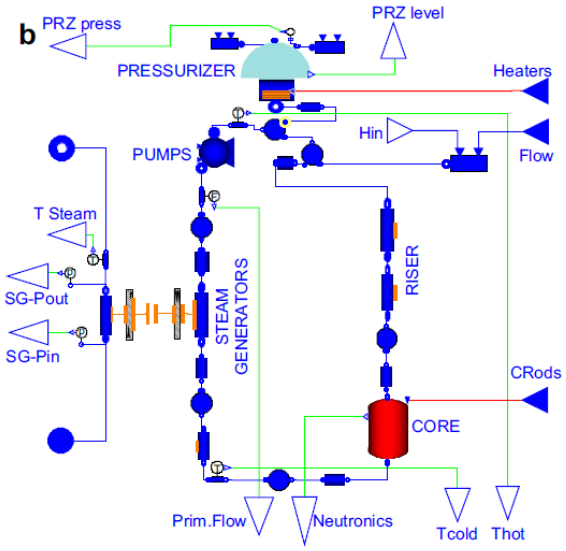



**Figura 11. Simulatore IRIS in Modelica.**

A tal proposito è stata creata la libreria *NuKomp* che descrive i principali componenti dell'impianto, ottenendo un simulatore rivolto allo studio e al perfezionamento dei sistemi di controllo. Particolare attenzione è stata dedicata alla modellazione dei generatori di vapore e del pressurizzatore interno per i

quali sono stati adottati un modello di fluido basato su conservazione di massa, energia e quantità di moto, adottando correlazioni di scambio termico e perdite di pressione specifiche.
Un lavoro analogo è stato fatto per i generatori di vapore a spirale per il reattore DEMO (dimostratore LFR ad alto flusso) adottando sia un approccio moving-boundary (implementato in MATLAB/SIMLUNK) sia object-oriented (implementato in Modelica) [21,22]. Entrambi gli approcci sono finalizzati per un modello orientato al controllo, che possa essere utile nella progettazione e implementazione dello schema di controllo. Per questa specifica funzione si hanno modelli flessibili, con basso costo computazionale, in grado di cogliere le dinamiche dominanti del sistema.

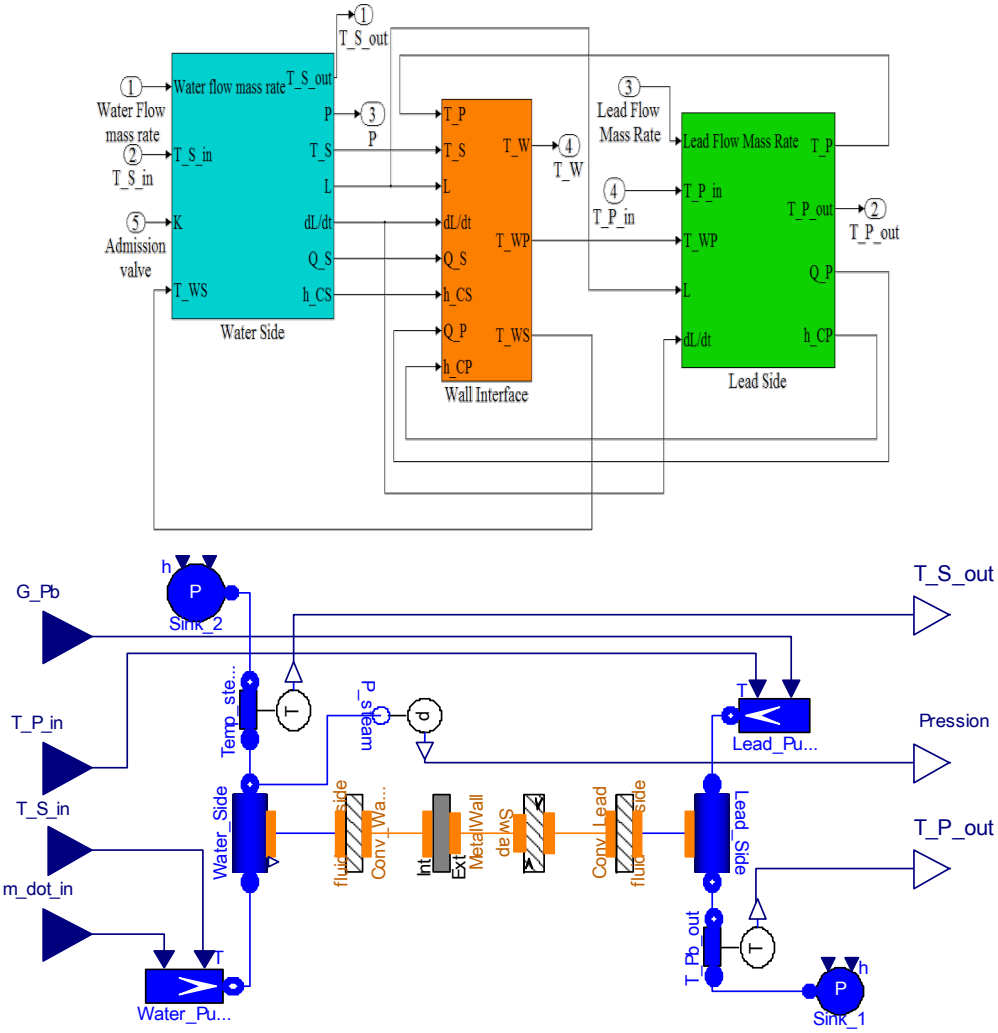



**Figura 12. Modello moving-boundary (sopra) e object-oriented (sotto) per generatore di vapore a spirale.**

## 3.3 Generation IV: Lead Fast Reactors

Una particolare attenzione, per quanto riguarda i simulatori ingegneristici, va dedicata agli impianti nucleari del futuro, la cosiddetta Generation IV (GEN-IV). Nel 2001 venne creato il "Generation IV International Forum" (GIF), un progetto internazionale dedicato allo sviluppo e alla ricerca di sistemi nucleari innovativi. Il GIF ha stabilito otto obiettivi che devono essere raggiunti nella prossima generazione di impianti di potenza nucleari, inseriti nel contesto di quattro aree principali: sostenibilità, economicità, sicurezza ed affidabilità, resistenza alla proliferazione e protezione contro eventi esterni [23,24].

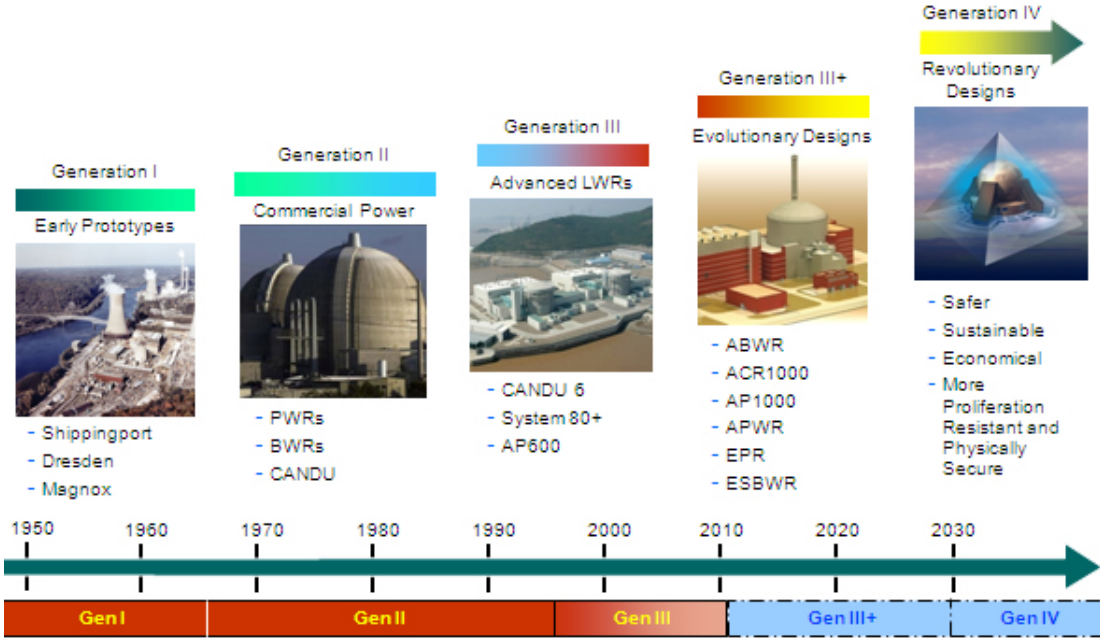



**Figura 13. Evoluzione temporale delle generazioni di sistemi nucleari**

Il concetto di sostenibilità fa riferimento alla preservazione delle risorse naturali come alla protezione dell'ambiente, garantendo la possibilità alle generazioni future di soddisfare i propri bisogni evitando di lasciare in eredità onerosi problemi da gestire.
I due obiettivi in quest'area sono:

- *Sostenibilità 1*: I sistemi di Generation IV devono fornire una fonte di energia sostenibile che soddisfi gli obiettivi di basse emissioni di inquinanti in atmosfera, oltre a fornire una elevata disponibilità dell'impianto e una efficiente utilizzazione del combustibile.
- *Sostenibilità 2*: I sistemi di quarta generazione devono minimizzare le scorie nucleari, migliorando la gestione del ciclo del combustibile e aumentando la sicurezza per la pubblica salute e l'ambiente.

L'obiettivo dell'economicità di questi sistemi nucleari avanzati si focalizza sulla competitività con le fonti energetiche alternative che stanno diventando disponibili al giorno d'oggi. Durante la fase di progettazione degli impianti, alcune strategie per ridurre i costi dovranno essere prese in considerazione quali semplificazione dell'impianto, standardizzazione dei componenti, metodi di fabbricazione in serie dei principali componenti. Oltre a produrre energia, questi sistemi dovranno poter soddisfare i futuri bisogni energetici in senso più ampio: produzione di idrogeno, teleriscaldamento, desalinizzazione potranno essere le richieste a lungo termine in campo energetico. Gli obiettivi per questa area stabiliti dal GIF sono:

- *Economicità 1*: I sistemi di GEN-IV devono avere un chiaro vantaggio economico, considerato su tutta la vita dell'impianto, rispetto ad altre fonti di energia;
- *Economicità 2*: Gli impianti della prossima generazione devono avere un livello di rischio finanziario comparabile con altri progetti in campo energetico.

Sicurezza e affidabilità sono priorità fondamentali nello sviluppo e nell'esercizio di impianti energetici nucleari. Gli impianti di nuova generazione dovranno essere progettati in modo che durante transitori operazionali o accidentali, i margini di sicurezza siano adeguati, gli incidenti siano evitati "by design" e situazioni anormali non deteriorino in incidenti severi. I sistemi di quarta generazione hanno l'obiettivo di ottenere alti livelli di sicurezza e affidabilità attraverso ulteriori miglioramenti rispetto agli attuali standard. In particolare devono incorporare sistemi "intrinsecamente" sicuri e passivi, verificando la loro validità con metodi di valutazione del rischio avanzati. I tre principali obiettivi in quest'area sono:

- *Sicurezza e Affidabilità 1*: Gli impianti di Generation IV devono operare in assoluta sicurezza e affidabilità;
- *Sicurezza e Affidabilità 2*: I sistemi di nuova generazione devono avere una probabilità di danneggiamento del nocciolo bassa.
- *Sicurezza e Affidabilità 3*: I sistemi di Generation IV devono far a meno della necessità di aiuto esterno in caso di emergenza nucleare (reattore autosufficiente anche in caso incidentale).

La resistenza alla proliferazione e la protezione contro eventi esterni sono altresì priorità essenziali per la riuscita di questi sistemi energetici nucleari. Le salvaguardie indicate del Trattato di Non Proliferazione nucleare hanno avuto un grande successo nel prevenire l'utilizzo del nucleare civile per armi belliche. In aggiunta, soprattutto alla luce degli eventi di Fukushima, questi impianti devono dimostrare di resistere a eventi esterni quali terremoti, inondazioni, tornado, incidenti aerei e incendi. I sistemi di sicurezza, attraverso concetti quali ridondanza, diversità e indipendenza, dovranno ridurre l'impatto sia di eventi esterni sia di minacce interne. In questo campo l'obiettivo è:

- *Resistenza alla proliferazione e protezione contro eventi esterni:* I sistemi di quarta generazione devono assicurare di non poter essere bersaglio di furto di materiale sensibile per utilizzo bellico e garantire un'elevata protezione contro eventi esterni, inclusi atti di terrorismo.

La prima fase del GIF è terminata nel 2006 con la selezione dei sei sistemi nucleari designati a diventare la quarta generazione di impianti nucleari (Figura 14), su cui si vuole focalizzare la ricerca per un loro sviluppo e futura commercializzazione [1,3]. Di questi, tre sono a spettro veloce:

- Reattori raffreddati a gas (Gas-cooled Fast Reactor system, GFR);
- Reattori raffreddati a piombo fuso (Lead-cooled Fast Reactor system, LFR);
- Reattori raffreddati a sodio (Sodium-cooled Fast Reactor system, SFR)

e tre sono a spettro termico:

- Reattore a sali fusi (Molten Salt Reactor system, MSR);
- Reattori ad acqua supercritica (SuperCritical Water-cooled Reactor system, SCWR);
- Reattori che sfruttano altissime temperature (Very High Temperature Reactor system, VHTR).

| SYSTEM | NEUTRON SPECTRUM | COOLANT | TEMP (°C) | FUEL CYCLE | SIZE (MWe) |
|---|---|---|---|---|---|
| VHTR<br>Very High Temperature Gas Reactor | thermal | helium | 900-1,000 | open | 200-300 |
| SFR<br>Sodium-cooled Fast Reactor | fast | sodium | 550 | closed | 30-150<br>300-1,500<br>1,000-2,000 |
| SCWR<br>Supercritical Water-cooled Reactor | thermal/ fast | water | 510-625 | open or closed | 300-700<br>1,000-1,500 |
| GFR<br>Gas-cooled Fast Reactor | fast | helium | 850 | closed | 1,200 |
| LFR<br>Lead-cooled Fast Reactor | fast | lead | 480-800 | closed | 20-180<br>300-1,200<br>600-1,000 |
| MSR<br>Molten Salt Reactor | epithermal | fluoride salts | 700-800 | closed | 1,000 |

**Figura 14. Principali proprietà dei reattori di quarta generazione**

Grazie alle conoscenze e alle tecnologie sviluppate nel passato, la ricerca italiana per quanto riguarda i reattori di quarta generazione si sta focalizzando in particolare sulla filiera dei reattori raffreddati a piombo. Le caratteristiche peculiari di questi reattori consistono nello sfruttamento dello spettro veloce per garantire un migliore ed efficiente utilizzo delle risorse di uranio, oltre alla possibilità di realizzare un ciclo chiuso del combustibile, utilizzando questi sistemi come bruciatori di attinidi minori. Inoltre questo tipo di reattore può essere utilizzato in modalità sottocritica, accoppiato con un acceleratore di protoni che, tramite spallazione, fornisce il flusso di neutroni necessario per autosostenere la reazione. Questa concezione di funzionamento, chiamata ADS (Accelerator-Driven System), apre nuovi orizzonti di sviluppo per questa tipologia di reattori, puntando sulla sicurezza intrinseca del sistema.
La ricerca su reattori LFR è fortemente perseguita anche a livello internazionale, testimoniata dai numerosi e importanti progetti attualmente in corso sia sul fronte europeo che americano. In particolare per quanto riguarda l'orizzonte europeo i progetti maggiori riguardano i seguenti reattori:

- MYRRHA, reattore da 100 $MW_{th}$ funzionante sia in modalità critica che sottocritica (accoppiato con un acceleratore), in fase avanzata di concettualizzazione la cui costruzione è prevista a partire dal 2015 a Mol, in Belgio da parte di SCK-CEN.

- ALFRED e ELFR, rispettivamente dimostratore (300 $MW_{th}$) e reattore di taglia industriale (1500 $MW_{th}$) in fase di design concettuale. Gli sforzi sono coordinati da ANSALDO all'interno del progetto europeo LEADER.

- ELECTRA, reattore di ricerca raffreddato in circolazione naturale proposto dall'università svedese KTH.

### 3.3.1 ALFRED

A partire dal 2010, la Commissione Europea attraverso il settimo programma quadro, sta finanziando il progetto LEADER (Lead European Advanced DEmonstration Reactor) per lo sviluppo della filiera dei reattori raffreddato a piombo [26]. Questo progetto, che è il proseguimento del percorso già intrapreso nel precedente progetto ELSY (European Lead System) del sesto programma quadro, si prefigge di:

- Rivedere il design di ELSY alla luce delle analisi di sicurezza effettuate in modo da migliorare la configurazione del reattore di taglia industriale;
- Definizione di una nuova configurazione di riferimento aggiornata per il reattore di taglia industriale (ELFR, European Lead Fast Reactor);
- Concettualizzazione del reattore di taglia ridotta ALFRED (Advanced Lead Fast Reactor European Demonstrator), dimostratore rappresentativo della tecnologia da 100 $MW_e$: definizione di una configurazione, scelta dei materiali disponibili nel breve periodo, analisi preliminari di sicurezza, valutazione dei costi, etc.

Il progetto vuole quindi porre le basi per procedere, in una seconda fase, alla progettazione dettagliata e alla costruzione del reattore dimostrativo.
ALFRED è un reattore LFR di piccola taglia (300 $MW_{th}$) che sfrutta una configurazione a piscina (pool-type). L'attuale configurazione del sistema primario è rappresentata in Figura 15 [27].

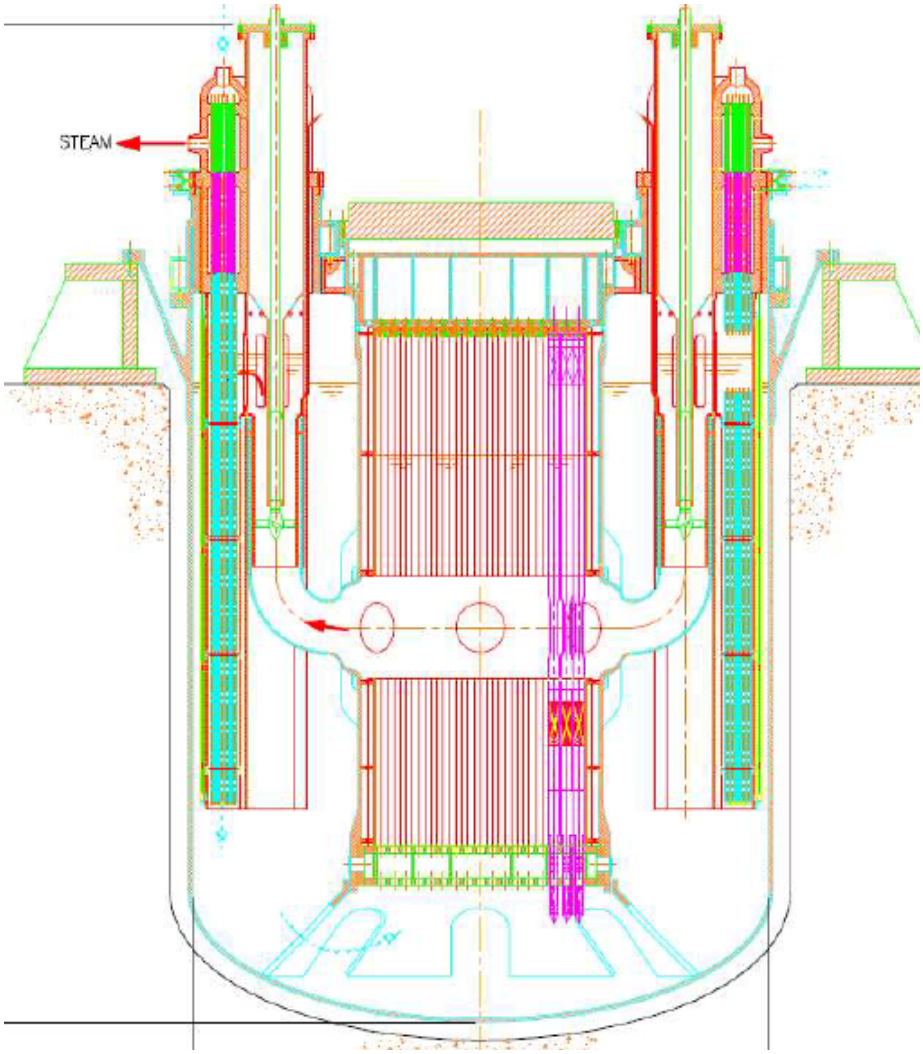



**Figura 15. Rappresentazione del sistema primario di ALFRED**

Tutti i principali componenti che formano il sistema primario, nocciolo, pompe per la circolazione del piombo, generatori di vapore, sono contenuti all'interno del vessel, immersi in una piscina contenente piombo fuso a 400°C (detta "cold pool"). Il piombo proveniente dalla piscina entra nel nocciolo e, una volta passato quest'ultimo, è raccolto in un volume soprastante la zona attiva ("hot pool"), passa per le pompa del circuito primario e successivamente viene distribuito a otto generatori di vapore; infine il piombo, dopo aver scambiato calore con l'acqua del generatore di vapore, viene reimmesso nella piscina.
Il nocciolo di ALFRED è composto da elementi di combustibile foderati a passo esagonale (Figura 16) in cui le barre di combustibile sono disposte secondo un reticolo triangolare [27].

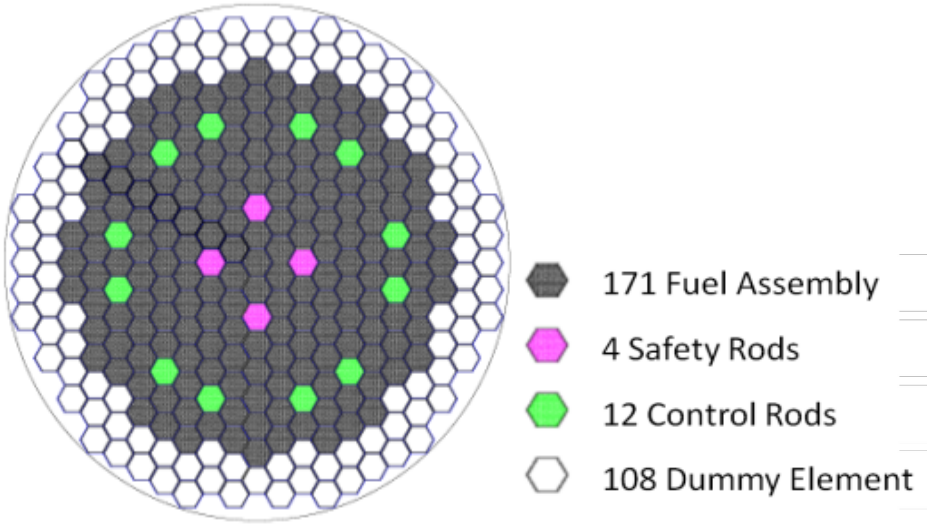



**Figura 16. : Nocciolo del reattore ALFRED**

Gli elementi di combustibile, 171 in totale, sono suddivisi in due zone radiali con differenti arricchimenti in plutonio per garantire una distribuzione di potenza il più possibile uniforme. All'esterno sono presenti due file di elementi riflettori ("dummy elements"), ovvero elementi con la stessa geometria di quelli interni ma, al posto del combustibile, riempiti di materiale riflettore. Due sistemi di barre di controllo differenti e indipendenti sono stati inseriti per garantire le funzioni di regolazione della reattività e compensazione del bruciamento (12 "Control Rods") e per garantire un adeguato margine per lo spegnimento automatico (4 "Safety Rods").
I generatori di vapore previsti per ALFRED sono composti da un fascio di tubi a baionetta verticali (Figura 17). L'acqua di alimento scorre nel tubo più interno e, dopo aver cambiato di direzione sul fondo del tubo, risale attraverso lo spazio tra tubo interno ed esterno. Dal lato primario, il piombo fluisce dall'alto verso il basso assialmente lungo il tubo più esterno. Quest'ultimo è stato aggiunto per poter fornire un disaccoppiamento meccanico tra i componenti; il gap tra il terzo e il secondo tubo è riempito di elio pressurizzato con l'aggiunta di particelle ad alta conducibilità termica che aumentano lo scambio termico. La presenza dello "slave" tube, costituito da materiale isolante, evita il degradamento della qualità del vapore in uscita per via dello scambio termico con l'acqua di alimento [27].

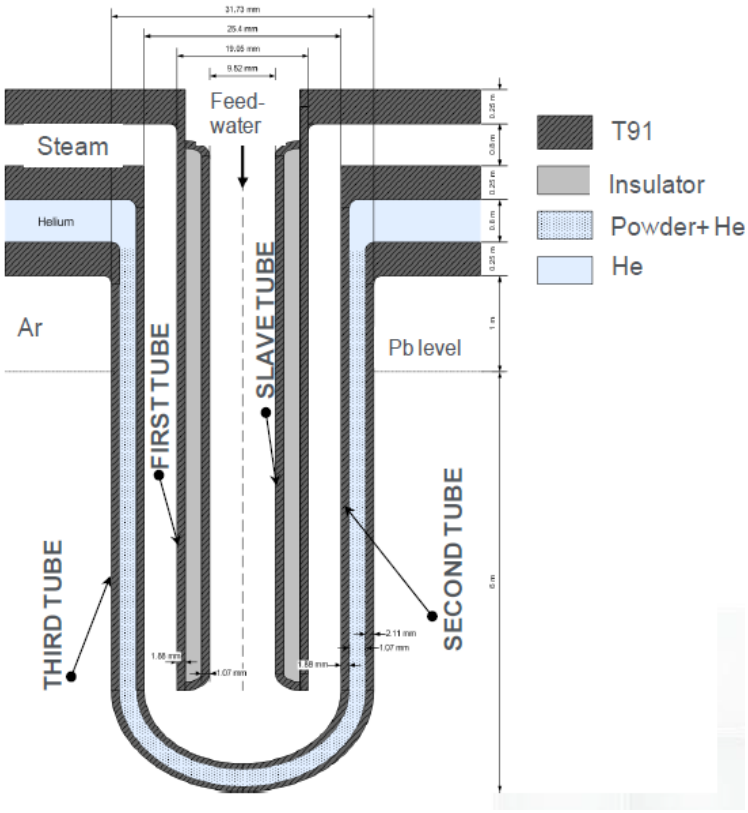



**Figura 17. Tubo a baionetta utilizzato nel GV di ALFRED**

In Tabella 2 sono riepilogate le principali caratteristiche di ALFRED.

Tabella 2. Tabella 1: Caratteristiche principali di ALFRED

| | |
|---|---|
| **Potenza elettrica [$MW_e$]** | ~ 120 (300 $MW_{th}$) |
| **Termovettore** | Piombo puro |
| **Sistema primario** | Compatto, a piscina |
| **Circolazione del termovettore:**<br>**Condizioni operative**<br>**Condizioni incidentali** | <br>Forzata<br>Naturale |
| **Velocità Pb massima [m $s^{-1}$]** | 2 |
| **Temperatura Pb ingresso nocciolo [°C]** | 400 |
| **Temperatura Pb uscita nocciolo [°C]** | 480 |
| **Ciclo secondario** | Vapore surriscaldato |
| **Temperatura acqua d'alimento [°C]** | 335 |
| **Pressione del vapore in uscita [bar]** | 180 |
| **Efficienza sistema secondario [%]** | ~ 40 |
| **Generatori di vapore** | A baionetta con doppia parete, integrato nel vessel, rimuovibile |
| **Pompe primario** | Pompe meccaniche in gamba calda, rimuovibili |
| **Massimo danno strutturale neutronico [dpa]** | 2 |
| **Elementi di combustibile** | Foderati, esagonali |
| **Combustibile** | MOX |
| **Sistema di barre di controllo/spegnimento** | Due sistemi differenti e ridondanti:<br>Barre pneumatiche inserite dall'alto ("Safety Rods")<br>Barre inserite dal basso per galleggiamento ("Control Rods") |

### 3.3.2 MYRRHA

MYRRHA (Multi-purpose hYbrid Research Reactor for High-tech Applications) è un reattore di ricerca sperimentale, proposto dall'ente di ricerca belga SCK-CEN al fine di sostituire il reattore di test per materiali BR2 situato a Mol (Belgio). È concepito come impianto di irraggiamento, capace di operare sia in modalità critica che sottocritica, che permetterà di approfondire e testare combustibili per reattori innovativi, materiali strutturali per sistemi nucleari di quarta generazione e fusione, oltre a garantire un utilizzo più convenzionale come la produzione di radioisotopi per applicazioni medicali e industriali [28].
Grazie alla possibilità di operare in modalità sottocritica, MYRRHA vuole essere la dimostrazione della fattibilità del concetto di sistema ADS attraverso l'accoppiamento con un acceleratore di protoni, un bersaglio di spallazione e un reattore sottocritico. Inoltre MYRRHA sarà il "Technological Pilot Plant" in ambito europeo per i reattori raffreddati a piombo.
La progettazione di MYRRHA è attualmente arrivata alla versione FASTEF (FAst Spectrum Transmutation Experimental Facility) elaborata dal progetto CDT (Central Design Team) e sta per entrare nella fase di "Front End Engineering" che coprirà l'arco temporale tra il 2012 e il 2014. Il completamento e l'entrata in funzione è prevista per il 2023.
MYRRHA-FASTEF (Figura 18) è un reattore ADS di piccola taglia (100 $MW_{th}$), raffreddato con eutettico piombo-bismuto, con configurazione a piscina, per cui tutti i maggiori componenti (nocciolo, scambiatori, pompe, macchina per la movimentazione del combustibile, …) sono contenuti all'interno del vessel [29].

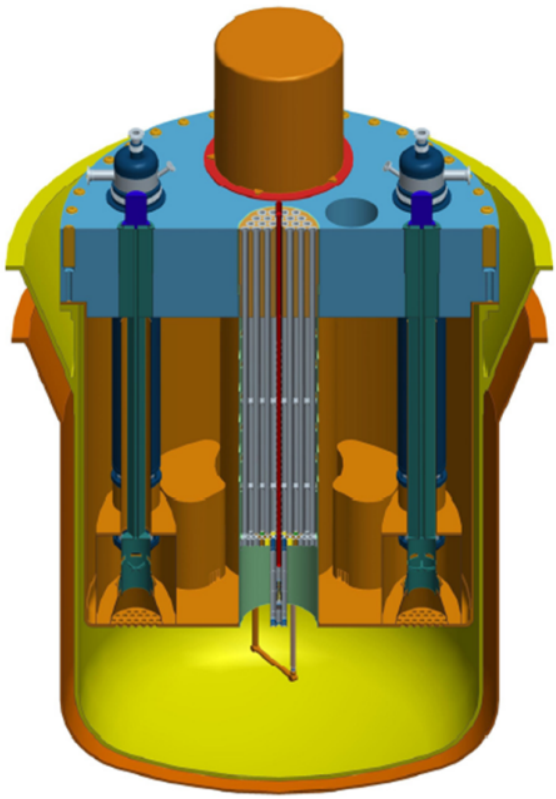


**Figura 18. Rappresentazione del reattore MYRRHA**

Il nocciolo di MYRHHA contiene 151 posizioni che possono essere occupate da elementi di combustibile, barre di controllo e spegnimento, bersaglio di spallazione, canali di irraggiamento e di strumentazione, elementi riflettori (Figura 19). A seconda della modalità di utilizzo (critica o sottocritica) il numero e la disposizione degli elementi di combustibile cambia [29].

Gli scambiatori di calore sono del tipo “Shell and tube”: tra gli scopi di MYRRHA non c’è quello di generazione di potenza per cui il sistema secondario non è ottimizzato per questo ma è semplicemente dedito all’evacuazione della potenza generata nel core [29].

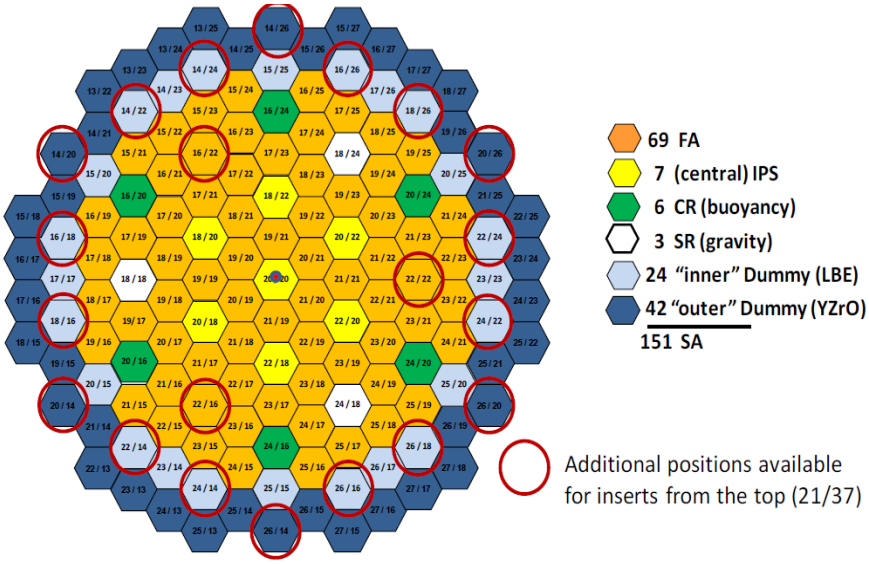



**Figura 19. Nocciolo del reattore MYRRHA**

In Tabella 3 sono riepilogate le principali caratteristiche di MYRRHA

Tabella 3. : Principali caratteristiche del reattore MYRRHA

| | |
|---|---|
| **Potenza termica [$MW_{th}$]** | 100 |
| **Termovettore** | Eutettico Piombo-Bismuto |
| **Sistema primario** | Compatto, a piscina |
| **Circolazione del termovettore:**<br>**Condizioni operative**<br>**Condizioni incidentali** | <br>Forzata<br>Naturale |
| **Velocità Pb-Bi massima [m $s^{-1}$]** | 2 |
| **Temperatura Pb-Bi ingresso nocciolo [°C]** | 270 |
| **Temperatura Pb-Bi uscita nocciolo [°C]** | 410 |
| **Ciclo secondario** | Miscela acqua bifase |
| **Pressione del vapore nello scambiatore [bar]** | 16 |
| **Generatori di vapore** | Del tipo “shell and tube” |
| **Pompe primario** | Pompe meccaniche in gamba fredda, rimuovibili |
| **Elementi di combustibile** | Foderati, esagonali |
| **Combustibile** | MOX |
| **Sistema di barre di controllo/spegnimento** | Due sistemi differenti e ridondanti:<br>Barre pneumatiche inserite dall’alto (“Safety Rods”)<br>Barre inserite dal basso per galleggiamento (“Control Rods”) |

## *3.4 Reattori di ricerca*

Gli unici reattori attualmente funzionanti in Italia sono quelli di ricerca: attualmente (giugno 2012) sono attivi i seguenti:

- TRIGA RC-1, ENEA Casaccia (Potenza termica 1MW);
- TAPIRO, ENEA Casaccia (Potenza termica 5kW);
- TRIGA MARK II, LENA Università di Pavia, (Potenza termica 250 kW);
- SM-1, INFN Legnaro

Scopo di questi impianti non è la produzione di energia elettrica (la loro potenza nominale infatti raggiunge solamente qualche centinaia di kW) ma l'applicazione della fissione nucleare in contesti quali la produzione di radioisotopi per la medicina e l'industria, l'attivazione di campioni, il trattamento dei tumori, la misurazione non distruttiva, la ricerca sulle proprietà dei materiali, oltre allo studio avanzato della radiazione neutronica e della radiazione γ.
Questo tipo di reattori può essere molto utile durante lo sviluppo di simulatori ingegneristici in quanto forniscono una gran quantità di dati sperimentali e possono fungere da validazione per gli stessi codici. Inoltre possono essere il riferimento nel breve termine per lo sviluppo dei simulatori, anche alla luce della possibile estensione degli stress test anche a reattori di ricerca.

### 3.4.1 Il reattore nucleare di ricerca TRIGA RC-1 dell'ENEA Casaccia

Il reattore nucleare di ricerca **TRIGA RC-1** ( **T**raining **R**adio **I**sotope **G**eneral **A**tomic **R**eactor **C**asaccia **1** ) è stato realizzato nel 1960 nell'ambito dell'iniziativa USA Atom for Peace nella versione a 100 kW e portato successivamente alla potenza di 1000 kW su progetto ENEA. Questo reattore e il TAPIRO costituiscono gli unici due reattori nucleari italiani ENEA in funzione presso il Centro di Ricerca della Casaccia .

Le caratteristiche principali del reattore

Il TRIGA RC-1 viene impiegato :

- come sorgente di neutroni per irraggiamenti a supporto della scienza dei materiali, della biologia e per lo sviluppo di radio farmaci usati nella medicina nucleare
- a supporto della didattica dei corsi di Ingegneria Nucleare

Le sue caratteristiche principali sono :

- Reattore termico a piscina con potenza nominale di 1 MW
- Flusso neutronico max : 2.7 x 10 ^13 neutroni / cm^2.sec alla potenza max
- Facilities di irraggiamento

Le Figura 20 **e Figura 21** mostrano una vista del nocciolo e della hall tecnologica del reattore.

Il combustibile e il nocciolo

Il nocciolo del reattore TRIGA RC-1 è un insieme cilindrico che comprende gli elementi di combustibile, le barre di controllo e la sorgente di Americio-Berillio per l'avviamento, **Figura 22** .
L'acqua che circonda questi componenti occupa circa 1/3 del volume del nocciolo.

L'elemento di combustibile ( = barra ) è formato da una lega ternaria di Idruro di Zirconio e Uranio ( HZr-U ), il cui rapporto tra atomi di H e di Zr vale 1,7 .
Questo rapporto conferisce al reticolo cristallino della lega una elevata stabilità dal punto di vista metallurgico e nucleare, che verrà evidenziata nelle prove **incidentali** simulate dal modello, sviluppato nel laboratorio SIMING dell'unità UT-FISST dell' ENEA, **[30],[31],[32] .**
L'uranio è arricchito al 20% in peso nell'elemento fissile U235. La moderazione neutronica è affidata dunque non soltanto all'acqua di raffreddamento ma anche allo idruro di zirconio della lega , conferendo al reattore un elevato coefficiente negativo di reattività pronto della temperatura ( effetto Doppler ); l'insieme risulta quindi di una sicurezza intrinseca molto elevata . L'elemento di combustibile, delimitato alle due estremità da cilindretti di grafite ( riflettore assiale ), è incamiciato mediante una guaina di acciaio inossidabile .

Le barre di controllo in numero di quattro

- Sicurezza "fueled follower "
- Shim1 e Shim2 "fueled follower "
- Regolazione senza "fueled follower "

sono formate da carburo di boro ( forte assorbitore neutronico ) e incamiciate in acciaio inossidabile.

Il riflettore di forma toroidale a sezione rettangolare in grafite è circondato da uno schermo termico di piombo ( alto z ) per assorbire i raggi gamma provenienti dal nocciolo .

L'impianto di raffreddamento del reattore

Il nocciolo del reattore è immerso in una piscina di acqua e viene raffreddato per circolazione naturale, Figura 23 .

Il calore prodotto dal reattore, ceduto all'acqua sotto forma di entalpia, viene asportato all'esterno con un tubo di presa immerso nella piscina, Figura 24, che aspira l'acqua calda mediante una pompa. L'acqua viene inviata a due scambiatori identici di calore posti in serie, ad asse orizzontale con fascio tubiero a due passaggi . I secondari lato cassa, anch'essi in serie, sono collegati a due torri di raffreddamento in parallelo esterne alla hall del reattore, le quali disperdono il calore nell'ambiente. Una pompa estrae dalle casse di raccolta delle torri l'acqua fredda inviandola agli scambiatori .
Nella Figura 24 sono indicati anche i valori nominali delle portate e delle temperature dell'acqua.
La portata primaria viene mantenuta sempre al valore costante di 80 m^3/h anche quando il reattore è spento per motivi di sicurezza.

La sala di controllo

La strumentazione nucleare e convenzionale di misura e di controllo della grandezze fisiche del reattore ha il suo output nella consolle operativa, riportata in Figura 25**,** all'interno della sala di controllo .

Nella figura vengono evidenziate in giallo le parti che risultano più significative per il modello del reattore :

Pannello di controllo principale , punto Pc . L'operatore estrae e inserisce le barre di controllo ( Security, Shim1 e 2 , Controllo), esegue tramite due pulsanti le manovre di rientro barre e di scram manuale in casi di emergenza

- Indicatori di potenza, punto M
- Temperatura del combustibile, punto A
- Temperature dell'acqua negli scambiatori di calore, punto E
- Portate negli scambiatori di calore, punto B
- Allarmi vari : presenza di radioattività ambientale e nell'acqua, livello acqua pozzo, ecc.

**Figura 20. Vista del nocciolo del reattore TRIGA RC-1 dell'ENEA**

**Figura 21. Vista della hall tecnologica del reattore TRIGA RC-1**

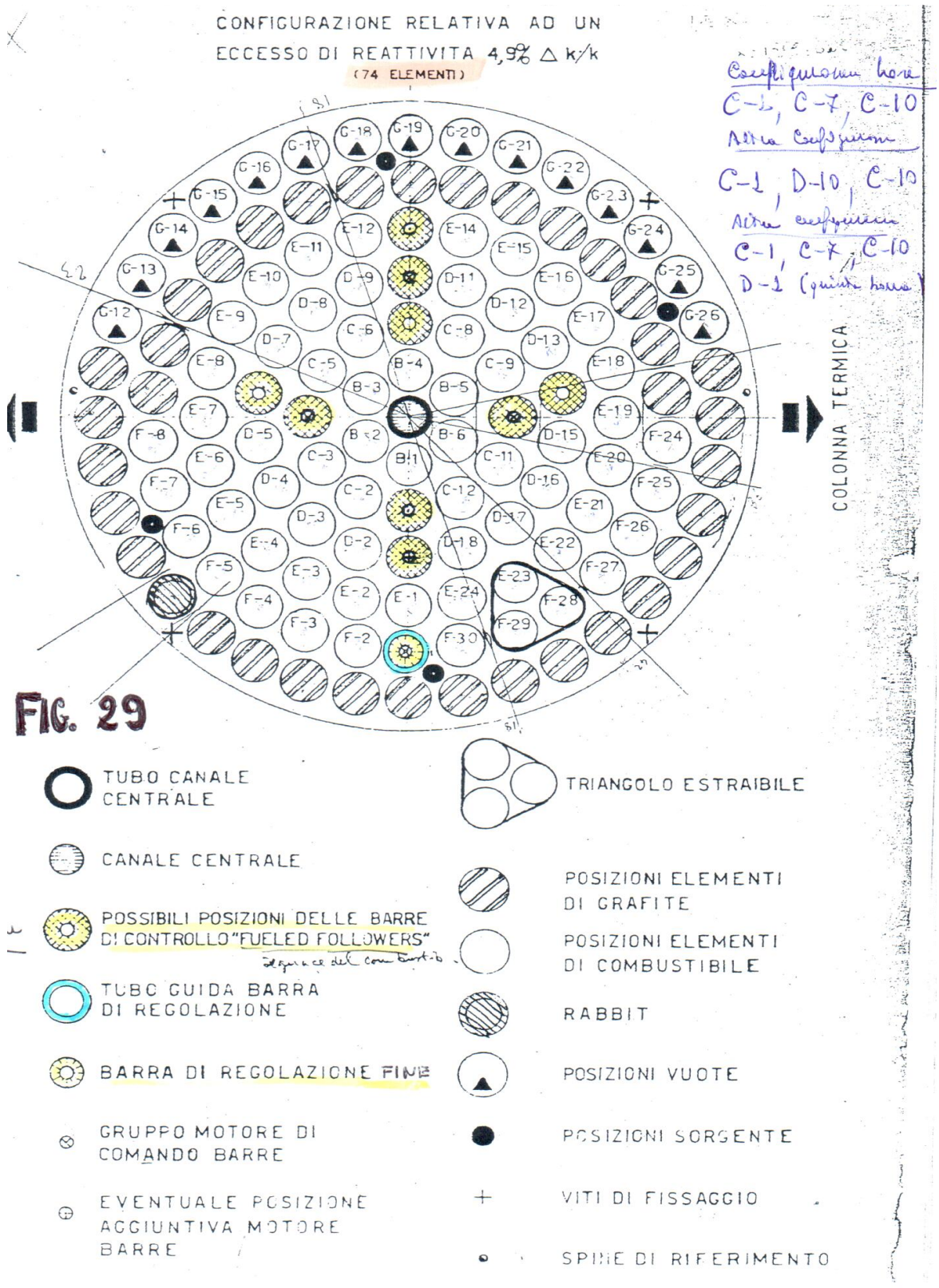



**Figura 22. Configurazione del nocciolo del reattore TRIGA-RC1 : disegno dal Rapporto di Sicurezza del Triga**

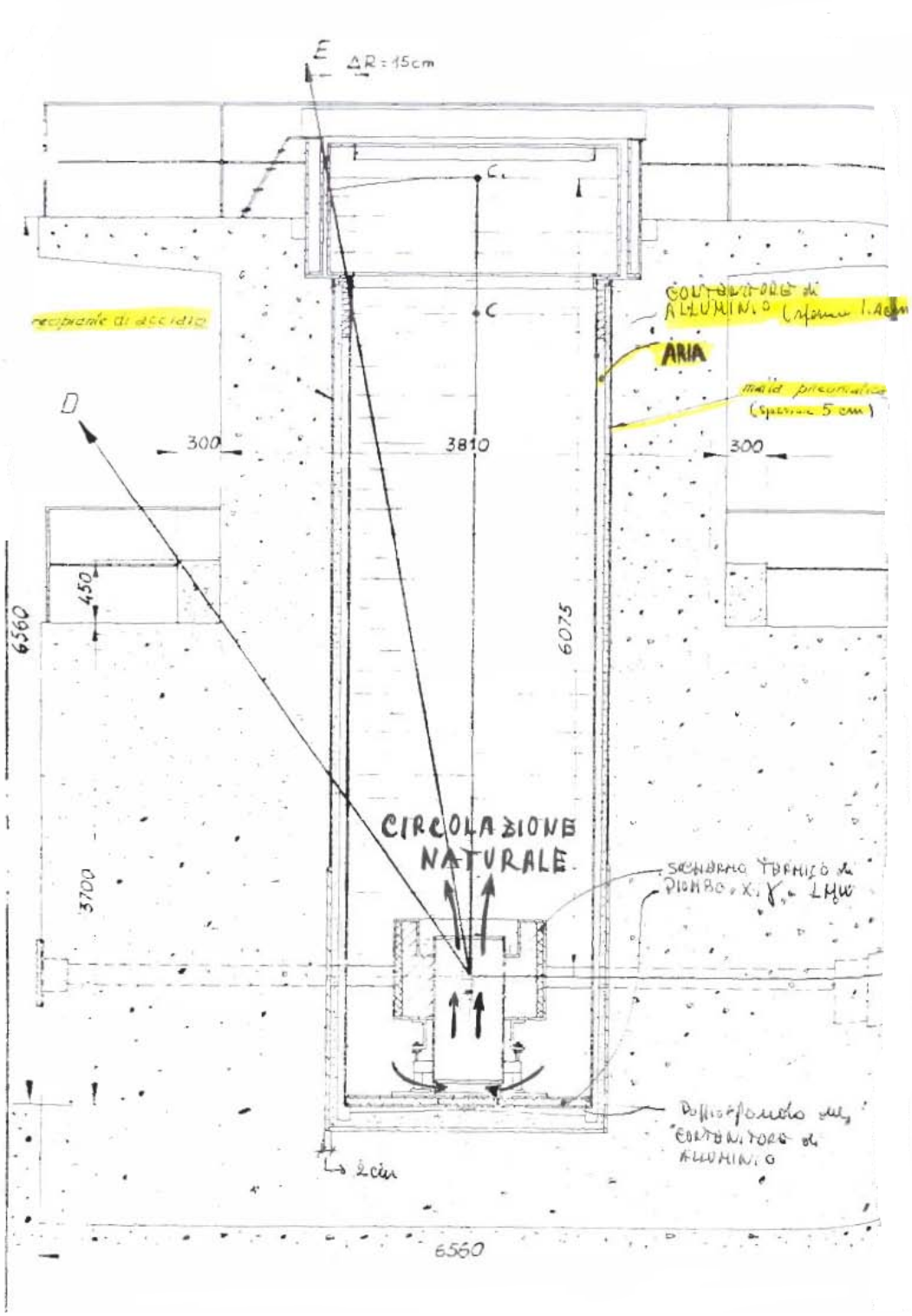



**Figura 23. Spaccato del pozzo del reattore TRIGA-RC1 : disegno dal Rapporto di Sicurezza del Triga**

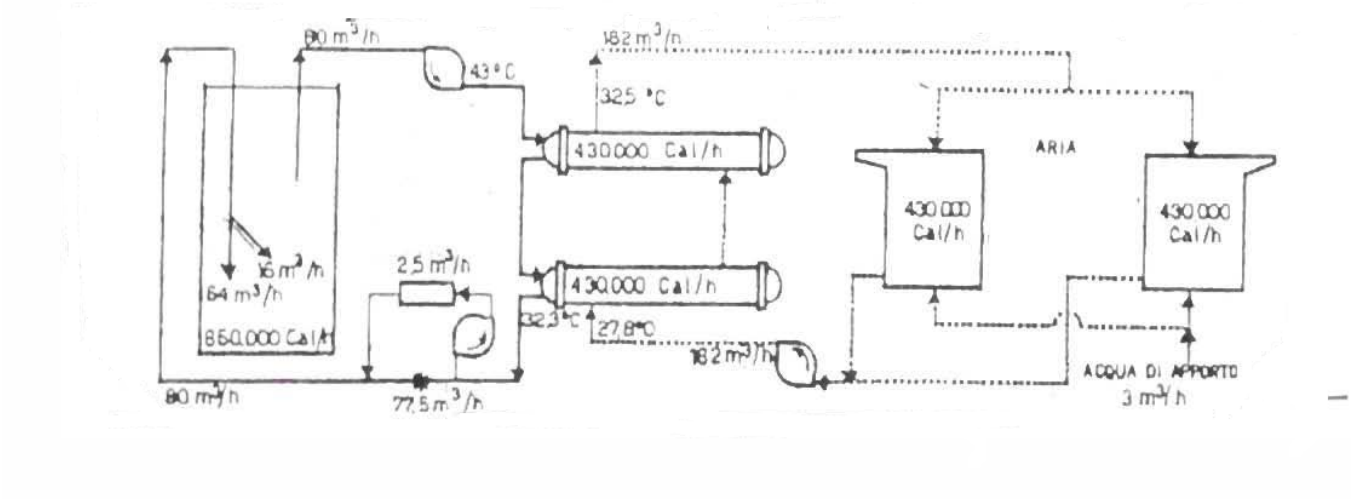



**Figura 24. Impianto Raffreddamento del TRIGA-RC1 : disegno dal Rapporto di Sicurezza del Triga**

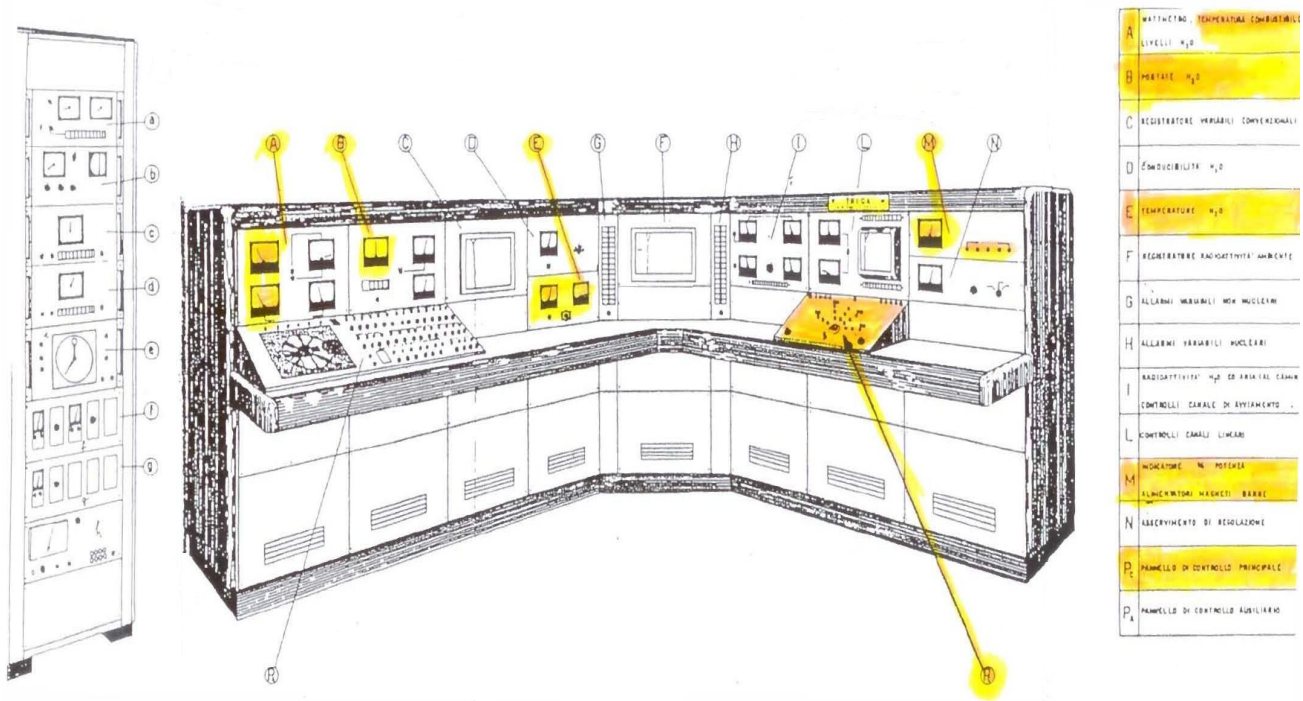


**Figura 25. La sala controllo del reattore TRIGA-RC1 : disegno dal Rapporto di Sicurezza del Triga**

### 3.4.2 TRIGA Mark II di Pavia

Il TRIGA (*Training, Research, Isotope production, General Atomic*) Mark II è un reattore nucleare di ricerca progettato e realizzato dalla General Atomics di San Diego (USA), largamente diffuso nelle università, nei laboratori industriali e nei centri di ricerca medici in 24 nazioni. Il reattore in esame si trova al Laboratorio Energia Nucleare Applicata dell'Università di Pavia (Figura 26), è stato costruito nel 1964 e ha raggiunto la prima criticità nel 1965. Si tratta di un reattore ad acqua leggera, la cui potenza nominale si aggira sui 250 kW termici [34],[35] .
Il combustibile è formato da una matrice di idruro di zirconio (ZrH), all'interno della quale è disperso uranio metallico (8,5% in peso) arricchito in U-235 al 20%. La particolare composizione del combustibile fornisce proprietà moderanti fortemente dipendenti dalla temperatura del combustibile. Grazie alla discretizzazione dei livelli di energia dell'idrogeno nella struttura cristallina dell'idruro di zirconio, il coefficiente di retroazione del combustibile è fortemente negativo. Questo permette ai reattori TRIGA di poter operare in modo pulsato anche se attualmente questo non è consentito dalla legislazione vigente in Italia.

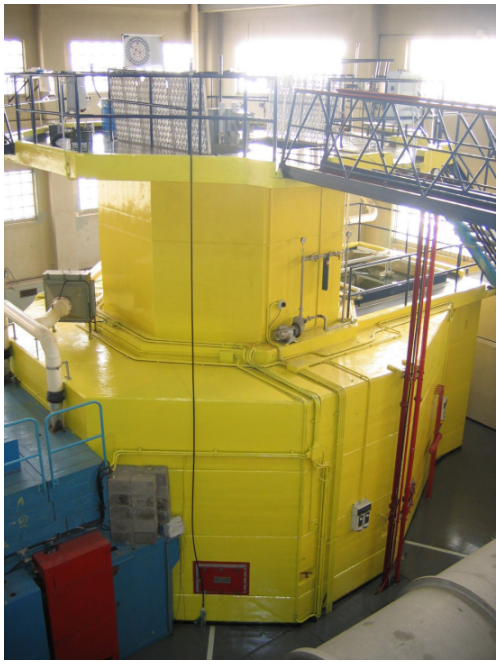


**Figura 26. Reattore TRIGA MARK II, Università di Pavia**

Il nocciolo del reattore è un cilindro retto in cui le 90 posizioni sono disposte in sei anelli concentrici (Figura 9). Queste posizioni possono essere riempite con elementi di combustibile o altri elementi quali riflettori (in grafite), barre di controllo, sorgenti neutroniche e canali di irraggiamento.

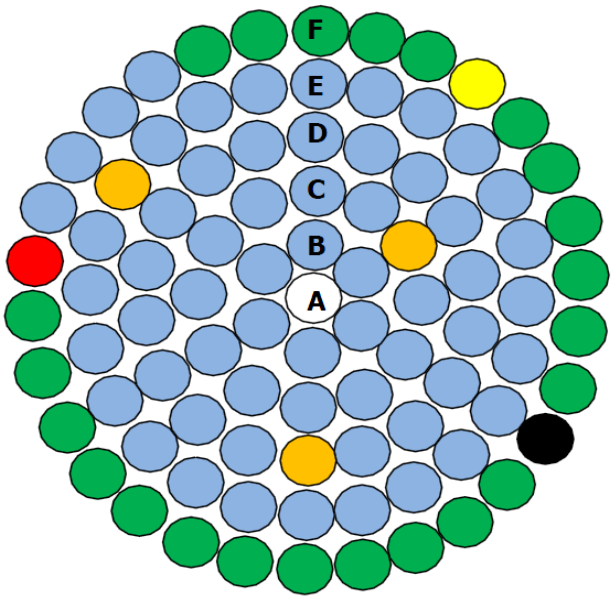



**Figura 27. Nocciolo del reattore TRIGA nella prima configurazione (1965) composto da: elementi di combustibile (azzurro), elementi riflettori (verde), barre di controllo (arancione), sorgente neutronica (giallo), canali di irraggiamento (bianco, rosso e nero).**

La regolazione della potenza è ottenuta attraverso tre barre di controllo: la barra REGULATING, utilizzata per variazione fine di reattività, la barra SHIM, per variazioni importanti di reattività e la barra di sicurezza TRANSIENT che viene inserita nel nocciolo solo nel caso di arresto rapido del reattore. Le prime due barre sono fatte di carburo di boro mentre l'ultima di grafite borata.
Il nocciolo del reattore si trova sul fondo di una piscina cilindrica circondato da uno schermo biologico in cemento; il battente di acqua sopra il core, circa 5 metri, funge da schermo assiale. Il raffreddamento avviene per convezione naturale che permette il trasferimento di potenza termica dalle barre di combustibile all'acqua contenuta all'interno della vasca. Il sistema attivo di rimozione del calore per il raffreddamento del primario, rappresentato schematicamente in Figura 28, consiste in una pompa idraulica, e da uno scambiatore di calore che asporta potenza termica dall'acqua e la trasferisce al circuito secondario di raffreddamento [36].

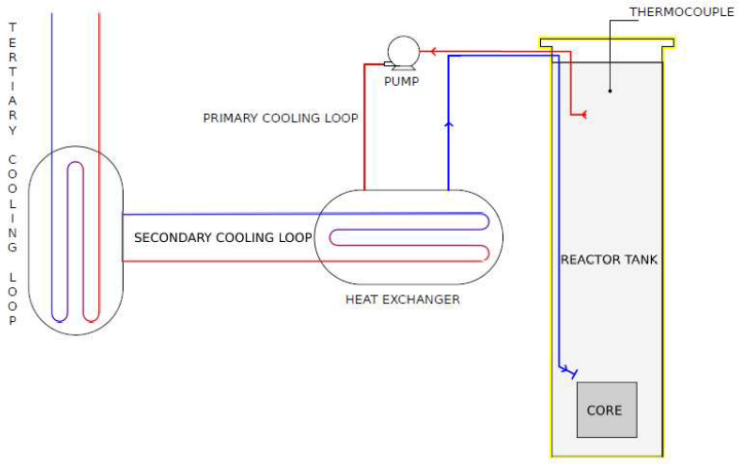



**Figura 28. Rappresentazione schematica della piscina del reattore e dell'impianto di raffreddamento.**

# 4 Aspetti evolutivi di simulazione

## *4.1 Impatti di eventi estremi sulla centrale e Simulazione del sito nucleare*

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

L'incidente nucleare alla centrale di Fukushima ha provocato nell'immediato danni trascurabili alla salute della popolazione, e le prime stime sugli effetti nel medio e lungo termine lasciano sperare che il bilancio 'finale' del danno alla popolazione potrà risultare di molto inferiore al danno immediato prodotto dallo tsunami. Cionondimeno la eco mediatica dell'evento è stata enorme, e si è registrato nei mesi successivi un repentino calo del livello di accettazione dell'utilizzo dell'energia nucleare in molti dei paesi impegnati in tale tecnologia. Conseguentemente alcuni Paesi tra cui l'Italia hanno preso decisioni di blocco o rinvio nella realizzazione e gestione di impianti vecchi e nuovi, mentre i governi di Germania e Giappone hanno addirittura programmato formalmente di abbandonare l'utilizzo dell'energia nucleare entro 12 – 20 anni. Le autorità ed organizzazioni internazionali hanno reagito nel frattempo proponendo la conduzione di 'stress tests' per la verifica della resistenza degli impianti in operazione ad eventi estremi quali terremoti e tsunami.

Tali stress tests sono stati condotti in un periodo relativamente breve di circa un anno e le risultanze provenienti dagli operatori e revisionate dalle locali autorità sono state infine riviste da un ampio team internazionale di peer reviewers. Il risultato finale è stato pubblicato nello scorso Maggio. Tra le conclusioni salienti della final review pubblicata da CE ed ENSREG sono suggerite 4 aree di 'miglioramento' (v. l'Executive Summary del final review in annex 1).

La prima 'Area of Improvement' è stata così sintetizzata: **" (we need a) European guidance on assessment of natural hazards and margins…..WENRA will develop guidance on natural hazards assessments"**

L'obiettivo sta ad indicare la necessità di una metodologia armonizzata in Europa per verificare gli effetti di eventi naturali estremi.

La seconda area di improvement viene cosi espressa : **"ENSREG should highlight the necessity to re-evaluate natural hazards and relevant plant provisions as often as appropriate but at least every 10 years".** Ovvero si richiede la conduzione di periodiche rivalutazioni dei rischi di origine naturale, con una cadenza di almeno una volta ogni 10 anni.

La terza raccomandazione afferma che **" Urgent implementation of the recognised measures to protect containment integrity is a finding of the peer review that national regulators should consider"**. Si tratta di un invito ai regolatori nazionali ad implementare le misure identificate come utili a mantenere l'integrità del contenimento (che comprendono sistemi di mantenimento o recupero dell'alimentazione elettrica e del pozzo termico, sistemi per evitare le esplosioni di idrogeno ecc.)

Infine la quarta area torna a focalizzarsi esplicitamente sugli eventi estremi naturali : **"Necessary implementation of measures allowing prevention of accidents and limitation of their consequences in case of extreme natural hazards is a finding of the peer review that national regulators should consider"**. In questo caso il focus è sulla implementazione di sistemi per la prevenzione e la limitazione dei danni provocati da eventi naturali di portata eccezionale.

Guardando le 4 aree nel loro complesso si nota ovviamente che i tre topics di riferimento (v. Annex 1) degli Stress Tests (analisi eventi naturali iniziatori, potenziamento dei sistemi di sicurezza e contenimento, miglior gestione dell'incidente 'severo' qualora inevitabile) vengono cosi coperti da raccomandazioni di ampio respiro, che hanno però una concretezza che viene in parte dettagliata all'interno del peer review report finale di ENSREG.
Le Aree di evoluzione suggerite dal documento finale di ENSREG lasciano chiaramente presagire una necessaria evoluzione dei metodi e degli strumenti di progettazione, verifica ed operazione degli impianti nucleari, in particolare per quanto riguarda i tre settori topici appena ricordati :

a) i possibili eventi estremi naturali iniziatori di sequenze incidentali anche gravi
b) i sistemi di sicurezza preposti alla difesa del nocciolo ed al mantenimento della funzione di contenimento
c) la miglior gestione dell'incidente, anche e soprattutto nel caso di incidente 'severo' ovvero oltre i limiti di progetto

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

Un ragionamento analogo può essere condotto per la famiglia di eventi estremi di tipo 'atmosferico'. Soprattutto in Paesi quali gli USA l'interesse rispetto alla tenuta degli impianti nucleari in caso di tornado o uragano è sempre stato alto e certamente la progettazione e autorizzazione dei reattori vengono condotte considerando eventi limite definiti su adeguate basi storiche. E però esiste una consistente comunità scientifica internazionale che ritiene (con qualche evidente fondamento sperimentale) che a causa dei cambiamenti globali in corso (riscaldamento del pianeta) la potenza di questi fenomeni atmosferici devastanti per loro natura possa crescere negli anni e decenni a venire. Questo trend atteso comporta una domanda inevitabile: saranno i futuri impianti (oggi progettati per 'vivere' 60 o più anni) adeguati per gli uragani e tornado del prossimo futuro? Come tener conto dei 'global changes' a tal fine ?

E' possibile che se oggi temiamo uragani di classe 5 , in un futuro non lontano nelle stesse aree potremo avere uragani di classe maggiore con venti di intensità sinora ignota e sollecitazioni significativamente più intense sulle strutture della centrale nucleare. Evidentemente una risposta va data in termini seri e credibili sia per quanto concerne la definizione dei limiti di progetto che la stima della evoluzione nel tempo della intensità degli eventi estremi meteo.

E d'altro canto non è sufficiente verificare la semplice tenuta dei contenitori ad alta resistenza dei sistemi primari, perché – come ampiamente dimostrato dai fatti di Fukushima – una centrale può essere messa in piena crisi dalla perdita di sistemi ausiliari e di produzione di elettricità se accompagnati da arresto dell'alimentazione elettrica off-site . In definitiva anche in questo caso la soluzione in prospettiva appare la verifica dettagliata della resistenza di tutti i componenti fondamentali – ai fini della sicurezza - della centrale agli eventi ipotizzati. Un simulatore ingegneristico 'di domani' , potenziato con unità di calcolo (server) asservite alla simulazione dell'ambiente circostante con le relative manifestazioni atmosferiche ritenute potenzialmente pericolose, potrà senz'altro essere uno strumento di riferimento per la conduzione dei necessari calcoli di progettazione e verifica.

D'altronde colpisce a tal riguardo la seguente statement pure tratta dall'Executive Summary della final review di ENSREG sugli stress tests in Europa :
**"There is substantial variability regarding approaches to extreme weather, partly arising from a lack of clarity with respect to regulatory requirements, but also a lack of available established methods. It is recommended that regulators consider promoting a European-wide debate on the benefits of a more systematic approach to extreme weather challenges and a more consistent understanding of the possible design mitigation measures"**
La statement sembra sotto-intendere che probabilmente sinora il problema 'meteo estremo' è stato sottovalutato, e che quanto meno una attività di dibattito e concertazione potrà portare ad un più elevato standard di sicurezza.

A chiusura delle raccomandazioni in fatto di eventi naturali estremi possiamo prendere la seguente statement focalizzata su terremoti, allagamenti e eventi estremi meteo : "

**The peer review Board recommends that WENRA, involving the best available expertise from Europe, develop guidance on natural hazards assessments, including earthquake, flooding and extreme weather conditions, as well as corresponding guidance on the assessment of margins beyond the design basis and cliff-edge effects.**

Dunque la lezione di Fukushima ci spinge a discutere con i nostri partner internazionali la opportunità di realizzare futuri simulatori con una larga capacità di tener conto – con adeguati modelli – degli eventi estremi citati.

Già la tecnologia attuale lascia pensare che tale obiettivo sia raggiungibile nel breve o medio termine (pochi anni). Le figure appresso riportate mostrano una analisi di impatto di una onda di tsunami contro un sito nucleare. Interfacciando opportunamente un analizzatore fluidodinamico di tsunami con un modello meccanico-strutturale del sito nucleare dettagliato (edifici, impianti..) sarà possibile ricavare una stima della resistenza del sistema alla sollecitazione ambientale e quindi le condizioni al contorno (identificazione delle parti di impianto danneggiate) per simulare la risposta dei sistemi di sicurezza dell' impianto.

Le seguenti 4 figure illustrano 4 fasi di una simulazione realizzata da colleghi giapponesi riguardante l'arrivo di una ondata di tsunami su di un sito nucleare.

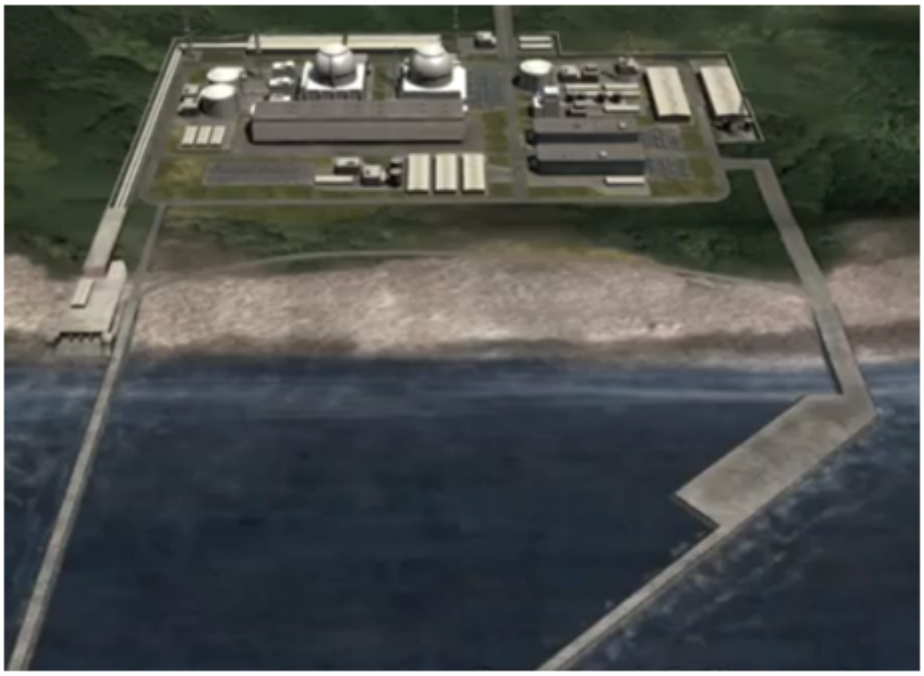


**Figura 29. Simulazione arrivo onda di tsunami – fase 1**

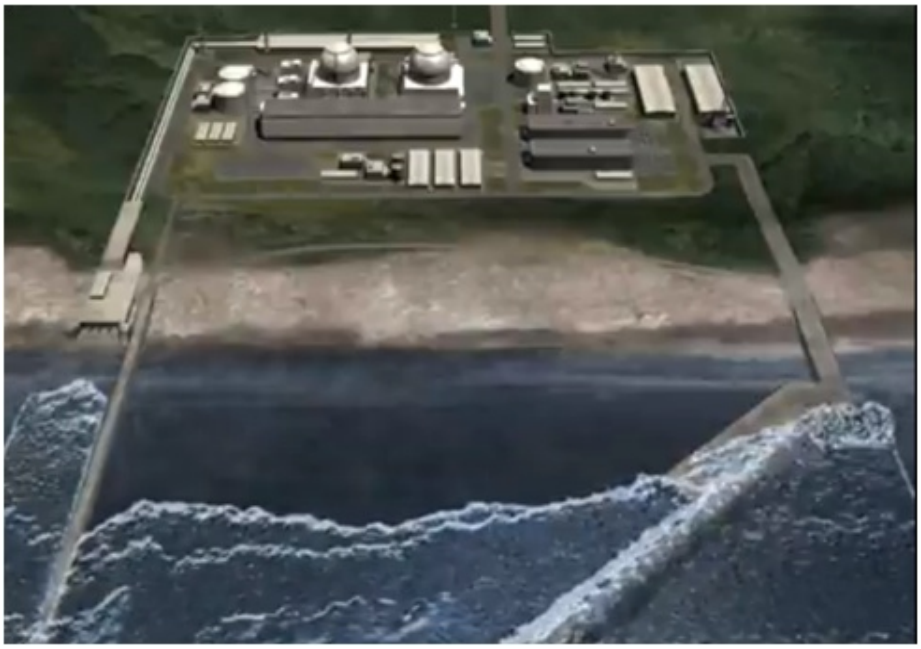


**Figura 30. Simulazione arrivo onda di tsunami – fase 2**

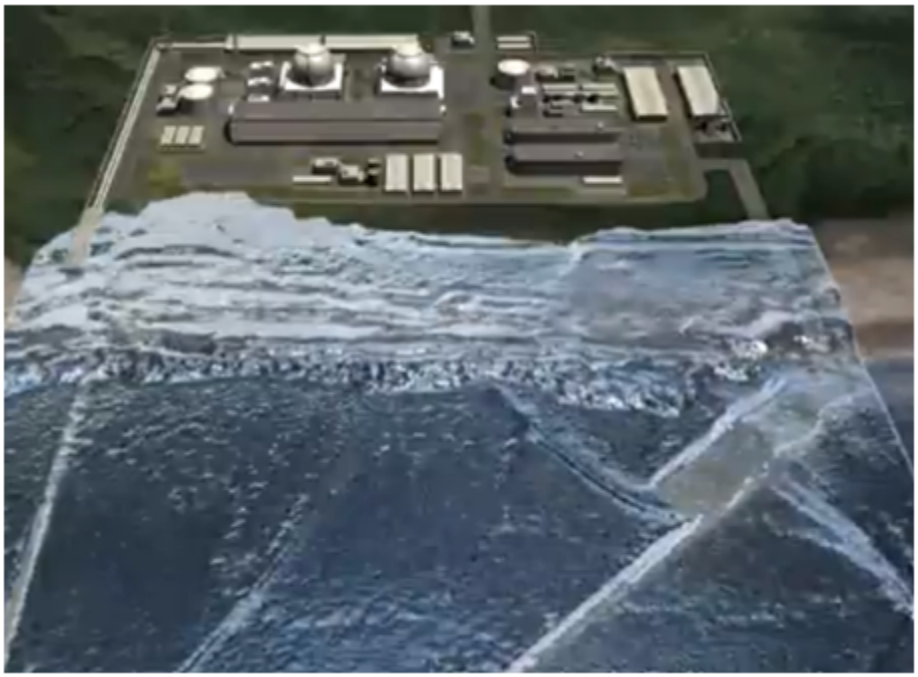


**Figura 31. Simulazione arrivo onda di tsunami – fase 3**

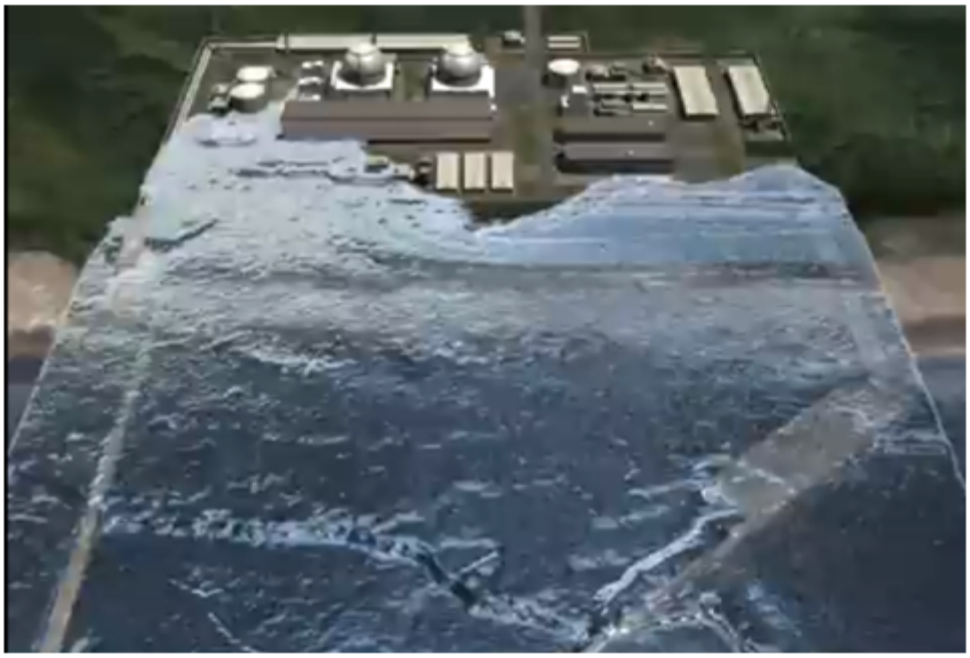


**Figura 32. Simulazione arrivo onda di tsunami – fase 4**

Qualcosa di analogo potrebbe essere realizzato per modellare l'impatto di un uragano o un tornado con la centrale.

La tematica degli eventi naturali estremi si lega ad un'altra grossa questione suscitata dagli stress tests : la considerazione del sito e delle interazioni tra unità. Così come a Fukushima assistemmo ad una esplosione di idrogeno in un unità che causò la messa fuori uso di una pompa di emergenza per un altro reattore, è facile immaginare come eventi estremi quali tsunami e gravi eventi meteo possano causare interazioni rovinose con effetti domino dalle conseguenze imprevedibili. Il problema non è banale dal punto di vista tecnico ma il settore delle interazioni tra strutture e campi fluidodinamici è estremamente ricco di conoscenze e strumenti di analisi per poterlo affrontare.

Il mondo dei simulatori dovrebbe raccogliere la sfida lanciata dai nuovi scenari di ricerca di una maggiore sicurezza ed attrezzarsi per poter fornire il maggior numero possibile di risposte alle domande poste dagli stress tests e dagli ulteriori studi che sicuramente verranno sviluppati nei prossimi anni.

Nei successivi paragrafi vengono discussi gli altri campi intravisti per la evoluzione dei simulatori alla luce delle lezioni imparate da Fukushima ed i conseguenti Stress Tests.

## *4.2 Modellistica degli incidenti severi, sviluppo delle guidelines e studio delle performance degli operatori*

Già a valle dell'incidente di Three Mile Island del 1979, negli Stati Uniti è stata avvertita l'esigenza di disporre di opportune procedure di emergenza per la formazione degli operatori di sala di controllo. In particolare, negli anni a seguire, sono stati sviluppati due tipi di linee guida, una per le procedure di emergenza (EPG: Emergency Procedure Guidelines), l'altra per la gestione degli incidenti severi (SAMG: Severe Accident Management Guidelines) [14].

Le EPG sono state introdotte nel giugno del 1980 come ausilio agli operatori per fronteggiare situazioni di emergenza negli impianti. Tra queste emergenze rientravano transitori anomali, come ad esempio arresti di reattore non programmati, ed incidenti veri e propri, quali perdite di refrigerante primario. Per il rilascio delle licenze di operatore di sala controllo, l'NRC (Nuclear Regulatory Commission) verifica l'adeguata preparazione dei candidati sulle EPG tramite prove scritte ed esercitazioni pratiche su simulatori d'impianto.

Le SAMG sono state invece introdotte nel giugno 1996 come backup delle EPG per eventi severi o inusuali, ovvero quelli che coinvolgono guasti multipli di dispositivi di sicurezza o sequenze di incidenti imprevisti. Per esempio, le EPG prevedono diversi sistemi alternativi di alimentazione di acqua per raffreddare il nocciolo. Se nessuno di questi sistemi fosse disponibile, le SAMG prevedono ulteriori opzioni, come l'allagamento della struttura di contenimento del reattore fino ad un livello sufficiente alla copertura del nocciolo.
Diversamente dal caso delle EPG, la NRC non richiede ai candidati per le licenze di operatore alcuna conoscenza specifica delle SAMG e della loro applicazione.
L'industria nucleare americana ha comunque sviluppato le SAMG di propria iniziativa. Dal canto suo l'NRC può quindi verificarne lo sviluppo, senza alcun tipo di imposizione.
E' presumibile che, alla luce del recente incidente di Fukushima, le SAMG possano diventare obbligatorie.

La NRC ha recentemente sottoposto a verifica il grado di preparazione di tutti i gestori degli impianti nucleari degli Stati Uniti ad utilizzare le SAMG nel caso di incidenti severi. I risultati di tale indagine[9] hanno evidenziato delle lacune.

Anche l'IAEA (International Atomic Energy Agency) ha da tempo affrontato il problema di definire delle linee guida per la gestione di incidenti severi negli impianti nucleari. Già in un lavoro risalente al 2005[10] erano stabiliti i requisiti da seguire nel progetto e nell'operazione degli impianti nucleari rispetto a situazioni di emergenza particolarmente critiche per la sicurezza. Nel lavoro in questione veniva chiaramente definito il concetto di incidente severo, derivante da un guasto multiplo (multiple failure) da cui originano condizioni incidentali oltre la base di progetto (beyond design basis accident) con impatto sull'integrità delle barriere di contenimento della radioattività.

Gli incidenti severi vanno esaminati utilizzando la buona pratica ingegneristica ed i metodi probabilistici, in modo da individuare le sequenze incidentali per le quali sia ragionevolmente possibile definire delle misure preventive o mitigatrici realisticamente praticabili. In realtà, misure accettabili non richiedono necessariamente l'applicazione di criteri ingegneristici conservativi, generalmente utilizzati nella valutazione degli incidenti base di progetto (design basis accidents), ma piuttosto devono basarsi su metodi e criteri analitici fondati su assunzioni realistiche o di miglior stima (best estimate).

Sulla base dell'esperienza operativa, delle analisi di sicurezza e dei risultati derivati dalle ricerche nel campo della sicurezza, le attività di progettazione mirate ad affrontare gli incidenti severi devono tener conto di quanto segue:

1. le sequenze di eventi importanti che possono portare a incidenti severi devono essere identificate usando una combinazione di metodi probabilistici e deterministici e dell'esperienza pratica ingegneristica.
2. tali sequenze di eventi devono quindi essere rivedute a fronte di una serie di criteri volta a determinare quali incidenti severi vanno trattati in fase di progetto
3. potenziali modifiche di progetto o di procedura, che potrebbero ridurre la probabilità degli eventi selezionati oppure attenuarne le conseguenze qualora dovessero effettivamente verificarsi, devono essere valutate ed eventualmente attuate solo se ragionevolmente possibile.
4. Occorre valutare le capacità nominali di progetto dell'impianto tenendo conto del possibile uso alternativo di alcuni sistemi (correlati oppure no con la sicurezza), al di là delle funzioni e tempi originariamente previsti nelle normali condizioni di funzionamento, e dell'uso temporaneo di ulteriori sistemi per riportare l'impianto sotto controllo e/o per mitigare le conseguenze di un incidente severo, purché sia provata la capacità di questi sistemi di operare nelle condizioni ambientali previste.
5. Nel caso di impianti multipli, va considerato l'uso dei mezzi disponibili di supporto di tutte le unità, nel rispetto della sicurezza delle singole unità.
6. Le procedure per la gestione di eventi incidentali devono essere definite tenendo degli scenari di incidenti severi più importanti e rappresentativi. (Rif15, par. 5.31).

[9] La relazione dell'indagine dell'NRC (No. ML11154A117) è consultabile on-line alla pagina WEB: http://big.assets.huffingtonpost.com/accidentmgmt2.pdf

[10] IAEA-TECDOC-1440 "Overview of training methodology for accident management at nuclear power plants"
April 2005

Nel riferimento [16] vengono stabiliti i seguenti requisiti per la gestione di incidenti severi nel funzionamento degli impianti nucleari:

1. "Il personale d'impianto deve ricevere istruzioni per la gestione di incidenti oltre la base di progetto. La formazione del personale operativo deve garantire la familiarità con i sintomi degli incidenti al di là della base di progetto e con le procedure per la gestione degli incidenti "(rif. [16], par. 3.12).
2. "Procedure operative di emergenza o linee guida per la gestione di incidenti severi (al di là della base di progetto) devono essere opportunamente sviluppate "(rif.16 , par. 5.12).

Il requisito 13 del rif. [17] in materia di valutazione della difesa in profondità stabilisce che:
" nella valutazione della difesa in profondità occorre verificare se siano state prese adeguate misure a ciascun livello per garantire che la persona legalmente responsabile della struttura sia in grado di:

a) decidere possibili deviazioni dal funzionamento normale o, nel caso di un deposito di combustibile irraggiato, dalla sua evoluzione attesa a lungo termine;
b) individuare e risolvere le deviazioni, correlate con la sicurezza, dal normale funzionamento o dalla sua evoluzione attesa nel lungo termine, nel caso detti scostamenti dovessero verificarsi;
c) controllare gli incidenti entro i limiti di progetto stabiliti;
d) indicare le misure destinate ad attenuare le conseguenze di incidenti che superino i limiti di progetto;
e) mitigare i rischi da radiazioni connessi con i possibili rilasci di materiali radioattivi "(Rif.17 , par. 4.45).

Un programma di gestione in caso di incidente dovrebbe essere sviluppato per qualsiasi impianto, indipendentemente dalla frequenza totale calcolata di danneggiamento del nocciolo e di rilascio dei prodotti di fissione.

Per sviluppare linee guida per la gestione di un incidente dovrebbe essere usato un approccio strutturato top-down. Tale approccio dovrebbe partire con la definizione di obiettivi e strategie, da tradursi in procedure e linee guida, e dovrebbe prevedere misure sia preventive che mitigatrici. La Figura 33 illustra schematicamente l'approccio top-down per la gestione degli incidenti.

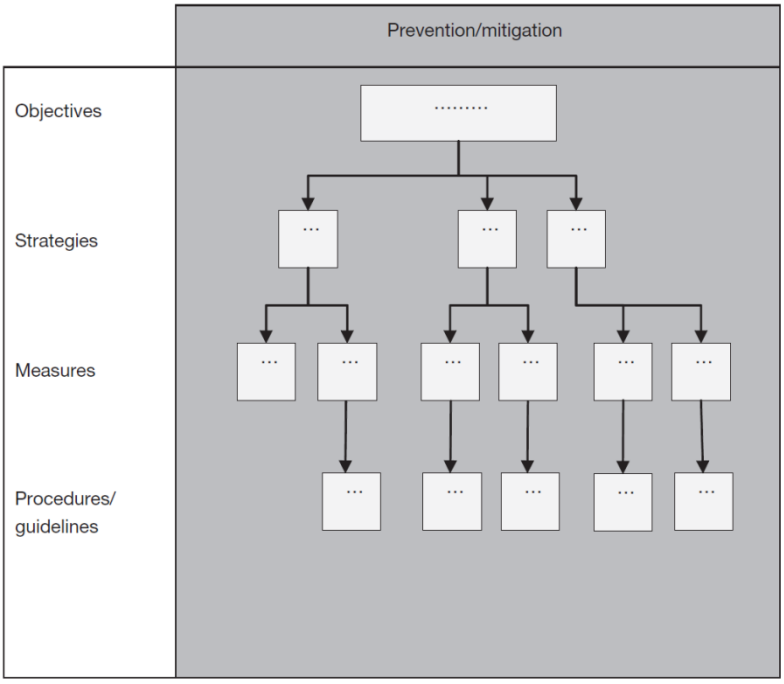



**Figura 33. Approccio "top - down" per la gestione di incidenti severi**

Al livello superiore, gli obiettivi della gestione degli incidenti sono definiti come segue:

- prevenire danni significativi al nocciolo;
- arrestare il danneggiamento del nocciolo, una volta avviato;
- mantenere l'integrità del contenimento il più a lungo possibile;
- ridurre al minimo i rilasci di materiale radioattivo;
- raggiungere uno stato stabile a lungo termine.

Per raggiungere questi obiettivi, dovrebbe essere sviluppata tutta una serie di strategie dalle quali derivare misure adeguate ed efficaci in caso di incidente. Tali misure comprendono modifiche impiantistiche, dove queste siano ritenute importanti per la gestione di incidenti oltre la base di progetto, ed azioni relative al personale, ivi incluse le procedure di riparazione di apparecchiature in avaria.

Un orientamento appropriato, nella forma di procedure e linee guida, dovrebbe inoltre essere sviluppato per il personale responsabile dell'esecuzione delle misure per la gestione degli incidenti.

Durante lo sviluppo di linee guida sulla gestione degli incidenti, andranno sempre tenute in considerazione le capacità nominali di progetto dell'impianto, utilizzando sia sistemi correlati con la sicurezza che no, e valutando il possibile utilizzo di alcuni sistemi al di là di funzioni e tempi originariamente previsti, eventualmente anche oltre la base di progetto.

Il punto di passaggio di responsabilità ed autorità dall'ambito di prevenzione a quello di mitigazione dovrebbe essere specificato basandosi su criteri adeguatamente definiti e documentati.

Infine, per ogni modifica della configurazione dell'impianto o quando si rendessero disponibili nuovi risultati della ricerca su fenomeni fisici di interesse, dovrebbero essere verificate le implicazioni per la conduzione degli incidenti e, se necessario, dovrà essere effettuata una revisione delle relative linee guida.

Sulla base delle prescrizioni e delle raccomandazioni riportate in letteratura, alcune delle quali sopracitate, emerge la necessità di un addestramento del personale adeguato e verificabile. In questo senso è auspicabile che i futuri simulatori ingegneristici e di addestramento siano capaci di riprodurre scenari incidentali severi incorporando dei codici di calcolo specifici, fino ad oggi utilizzati per lo più off-line. Questi futuri sviluppi potranno, ad esempio, essere basati su codici già attualmente disponibili quali MAAP, MELCOR, ASTEC, SCDAPSIM, opportunamente adattati ed integrati. Per un approfondimento tecnico sui dettagli dei singoli codici si rimanda al documento ENEA Ricerca sistema elettrico.[18].

## *4.3 Modellazione di componenti e sistemi sinora sottostimati : Spent Fuel Pools*

I sistemi sottostimati di un impianto nucleare dal punto di vista modellistico sono in generale quei componenti, come le piscine, che risultano il normale dominio di applicazione dei codici fluidodinamici .
Modellare quindi una piscina per un simulatore di impianto ( tempo reale ) richiede una attenta analisi del processo e una approfondita riflessione.

La piscina

La piscina di un impianto nucleare ha in generale la funzione di stoccaggio degli elementi di combustibile irraggiato o appartiene alla tipologia dei reattori a piscina . In entrambi i casi si instaura al suo interno un movimento di acqua in circolazione naturale dovuto al calore prodotto dal combustibile e un movimento indotto dalle pompe di estrazione per il raffreddamento.

Le domande che nascono sono le seguenti :

- Che tipo di modello (avanzato) proporre per una piscina da utilizzare nei simulatori di impianto ?
- Può un codice termoidraulico di sistema modellare il campo di velocità di una piscina ?

Iniziamo con analizzare il processo .

Il processo

può essere sintetizzato in termini di scambio termico e di turbolenza dell'acqua in generale .

**Lo scambio termico** tra l'elemento di combustibile e il refrigerante è controllato dal coefficiente di scambio che tiene conto della trasmissione del calore nella barretta e dell'adduzione dalla guaina al fluido.
Questo parametro è fondamentale in quanto regola la circolazione naturale per effetto della differenza di densità tra la colonna d'acqua calda e quella fredda esterna all'elemento irraggiato.

**La turbolenza**

Un campo turbolento è uno spazio di fluido dove sono presenti il flusso principale, i vortici e le strutture vorticose .

Le proprietà di un simile campo di velocità possono essere sintetizzate nei punti :

- Una struttura vorticosa è un insieme di linee di corrente vorticose generata dai
- gradienti della velocità. Presenta una cascata di vortici o spettro : dai grandi ai
- più piccoli ( struttura fine ) di diametro pari alla scala di Kolmogorov.
- La solenoidalità del campo di vorticità ( div **W** = 0 con **W** = vettore vorticità )
- è una condizione necessaria per la formazione della geometria delle strutture vorticose
- E' utile considerare i vortici come regioni dove la rotazione **W** prevale sugli
- sforzi locali di deformazione **S** così da avere moti spiraleggianti delle
- particelle fluide. Queste regioni vengono definite strutture coerenti di vorticità
- se persistono per un tempo sufficientemente lungo in termini di turnover
- L'esistenza di una struttura vorticosa è legata al campo cinematico locale : dunque la struttura deve nascere e morire sempre in mezzo al flusso
- Si possono avere grandi vorticità insieme a grandi sforzi senza moto a spirale
- delle particelle

La turbolenza e lo scambio termico in un fluido vengono in generale modellati mediante strumenti matematici molto sofisticati, in relazione agli obiettivi e alle necessità del caso :

- RANS ( Reynolds Average Navier Stokes Equations ) modella il campo cinematico medio ( velocità, pressioni, temperature, densità, ecc. )
- DNS ( Directical Numerical Simulation ) riproduce tutte le strutture vorticose fino alla scala di Kolmogorov, modellando il sistema fisico per ciò che esso è .
- Viene utilizzato solo in applicazioni di ricerca ( piccoli volumi : 1 dm^3 ), come riportato nella **Figura 34** , dove è evidenziata la struttura fine
- LES ( Large Eddy Simulation ) è un metodo intermedio ai metodi RANS e DNS. Pertanto modella la struttura fino ad una certa scala, richiedendo per le scale fini restanti una modellistica di chiusura ad hoc

Un codice termoidraulico di sistema, le cui celle elementari presentano una dimensione minima di 20-30 cm, non può simulare le strutture vorticose e nemmeno prevedere l'andamento medio delle linee di corrente all'interno di un grande volume, che vengono invece ben definite dalla RANS. Questo costituisce un limite di impiego di un codice di sistema.
Altro aspetto non trascurabile è rappresentato dalla modellistica RANS ( enormi spazi di memoria e lunghissimi tempi di calcolo ) non compatibile con un simulatore che richiede il tempo reale, oltre agli aspetti di validazione sperimentale che pone .

A valle dell'evento Fukushima è opportuno distinguere da un punto di vista modellistico :

- Piscina in condizioni di normale funzionamento
- Piscina non raffreddata esternamente

Il modello avanzato della piscina in condizioni di normalità

L'idea è di effettuare una modellizzazione RANS off-line della piscina con il combustibile nucleare e di determinare le linee di corrente nel fluido, oltre ovviamente alle grandezze che ne derivano dalla applicazione .
Le linee di corrente individuate dal codice fluidodinamico risulteranno di guida per tracciare la nodalizzazione sequenziale del percorso dell'acqua ( con celle grandi rispetto a quelle RANS ) di cui ha bisogno un codice termoidraulico di sistema per essere applicato.
Nella **Figura 35** sono messe in evidenza le linee di corrente ( disegnate qualitativamente ) interne ad una piscina e la schematizzazione nodale tracciata a partire da queste. Sono visibili le celle di ingresso, di ricircolo e di uscita dal volume dell'acqua.

Un codice di sistema può allora essere impiegato efficacemente quando si conosce la geometria del sistema in cui si svolge il flusso dell'acqua. Il RELAP, per esempio, che è un codice di alto livello, dispone al proprio interno di un insieme di modelli dello scambio termico utilizzabili nel caso in oggetto .

Il modello della piscina che ne deriva, potrà dunque risultare molto aderente alla realtà, eseguire il calcolo in tempo reale ed essere quindi utilizzato nel contesto di un simulatore di impianto **.**

Bisogna tuttavia tener presente per onestà intellettuale che una applicazione RANS può in alcuni casi divenire proibitiva, al pari di DNS, per i motivi accennati precedentemente e dunque improponibile anche economicamente.

In ogni caso un modello della piscina meno spinto, puntiforme o con un numero limitato di nodi ( grandi volumi ), è opportuno disporre anche per un confronto con il modello avanzato, se questo è fattibile .

Alcuni elementi del codice RELAP impiegabili nel modello della piscina :

- lo scambio termico tra il fluido e la superficie della sorgente termica viene simulato tramite l'introduzione di modelli detti strutture termiche.
- sono presenti modelli per il trasferimento radiativo del calore tra superfici
- il termine radiativo aggiuntivo al modello di trasferimento del calore nel gap delle barrette di combustibile
- correlazioni per valutare il flusso critico sulle barrette
- trattazione della reazione isoterma zirconio-acqua con formazione di idrogeno in caso di alte temperature
- correlazioni di scambio termico per flussi concorrente e controcorrente negli scambiatori di calore ecc.

Per approfondimenti sul RELAP si rimanda il lettore a testi specifici.

Il modello avanzato della piscina non raffreddata esternamente

Questo caso deriva dalla indisponibilità del sistema di raffreddamento esterno.
Dal punto di vista modellistico è opportuno dividere il processo in due fasi consecutive :

- surriscaldamento, ebollizione H2O, crisi termica
- possibile fusione delle barre di combustibile, esplosioni di vapore

**1° fase : surriscaldamento, ebollizione H2O, crisi termica**

Il calore di decadimento non trasportato all'esterno della piscina causa il riscaldamento progressivo dell'acqua e degli elementi di combustibile.
Infatti l'acqua all'ingresso degli elementi è più calda e dunque l'elemento deve riscaldarsi ulteriormente se vuole cedere totalmente la potenza di decadimento all'acqua ; il processo si evolve sequenzialmente verso temperature sempre più elevate.
Ci si può chiedere se la dinamica raggiunge uno stato di equilibrio. Matematicamente la condizione richiesta al sistema è rappresentata dall'uguaglianza della potenza totale di decadimento e della potenza perduta dalla piscina nello scambio termico acqua-aria,**(*)**. Questa condizione è però fisicamente poco probabile.

Proseguendo nell'analisi, quando la temperatura dell'acqua che lambisce le barrette di combustibile raggiunge i 100 °C ( 1 atm ) inizia a bollire. Alcune bollicine di vapore raggiungono la superficie libera dell'acqua e abbandonano la piscina, altre invece si raffreddano e condensano aumentando l'energia interna dell'acqua.

---

**(*)** Una progettazione della piscina basata sulla condizione di equilibrio detta e possibile ingegneristicamente, eliminerebbe il sistema di raffreddamento esterno
( pompe, tubazioni, valvole, S.C. ) e la possibilità di incidenti legati a questo sistema.
Il processo anche in questo caso si evolve passando da una ebollizione nucleata iniziale ad una ebollizione di massa ( si abbassa progressivamente il livello di inizio ebollizione negli elementi di combustibile ) .
Il titolo del vapore può raggiungere e superare quei valori in corrispondenza dei quali il coefficiente di scambio termico crolla ( cut-off ) innescando la crisi termica dell'elemento ( forte aumento della temperatura della guaina non raffreddata ) . Si pensi per esempio che una potenza di decadimento del 1% in un reattore da 3000 MWt corrisponde a 30 MWt, per cui la temperatura degli elementi di combustibile in questione può raggiungere e superare i 1000 °C.
A queste temperature le molecole di acqua a contatto con le guaine delle barre di combustibile si spezzano, reagiscono con lo zirconio e continuano ad evaporare :

$2\,H_2O \rightarrow 2H_2 + O_2$ dissociazione molecolare

$Zr + 2\,H_2O \rightarrow ZrO_2 + 2H_2 + 6.5*10^6$ kJ/Kg-Zr ( 1 )

$Zr + O_2 \rightarrow ZrO_2 + 4.1*10^6$ kJ/Kg-Zr

Si crea idrogeno e si produce energia .

Le linee medie di corrente nell'acqua in circolazione naturale intorno agli elementi di combustibile si sviluppano come le linee di forza del campo magnetico di un solenoide e presentano lungo l'asse verticale degli elementi masse di vapore e idrogeno che raggiungono il livello libero dell'acqua.

Il codice RELAP può per esempio essere impiegato, perché risulta nota la geometria del movimento dell'acqua e , come accennato precedentemente, perché contiene quegli aspetti modellistici analizzati nel processo.

Anche in questo caso è opportuno disporre di un modello puntiforme del processo.

**2° fase : fusione delle barre di combustibile, possibili esplosioni di vapore**

Gli apporti di calore delle reazioni chimiche ( 1 ) , la mancanza di scambio termico, la diminuzione progressiva della massa di acqua nella piscina determinano un ulteriore surriscaldamento degli elementi di combustibile con possibilità di fusione.

Il processo è simile ad un incidente severo ( Corium ) di un reattore nucleare di potenza ; l'argomento è stato affrontato nell'analisi del codice **Relap ScdapSim** a cui si rimanda **, [39]** .
E' importate sottolineare in questa sede un aspetto non trascurabile del processo che accompagna la fusione delle barre : le potenziali esplosioni del vapore.

Il materiale fuso a temperatura elevatissima ( T fusione : 2800°C combustibile UO2, 1900 °C Zyrcalloy ) incontra l'acqua della piscina a temperatura inferiore a 100 °C.
La trasmissione del calore fuso-acqua è velocissima e intensa per l'elevata differenza di temperatura (d.d.t.) . Si genera una evaporazione istantanea intorno alla massa incandescente del fuso con temperature e pressioni elevate ( propagazione ) che possono sconvolgere la massa d'acqua della piscina.

Immaginando in maniera realistica una piscina con un certo numero di noccioli esauriti, lo scenario che si può presentare è molto suggestivo e inquietante
( detonazioni, zampilli di acqua sulla superficie libera, sbuffi di vapore, ecc ) .

Dal punto di vista modellistico le esplosioni di vapore vanno trattate con codici dedicati .

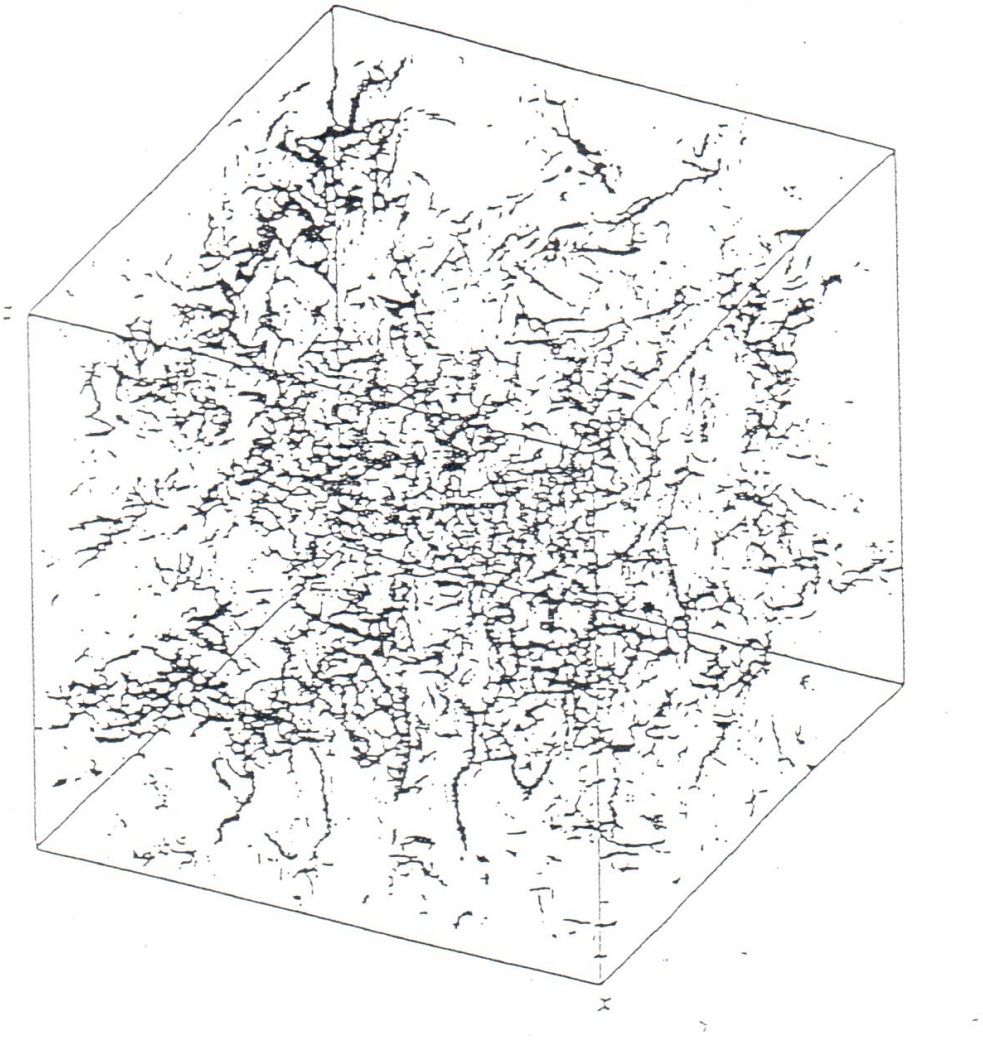


**Figura 34. Una applicazione DNS ( 240^3 ) : vortici filiformi**

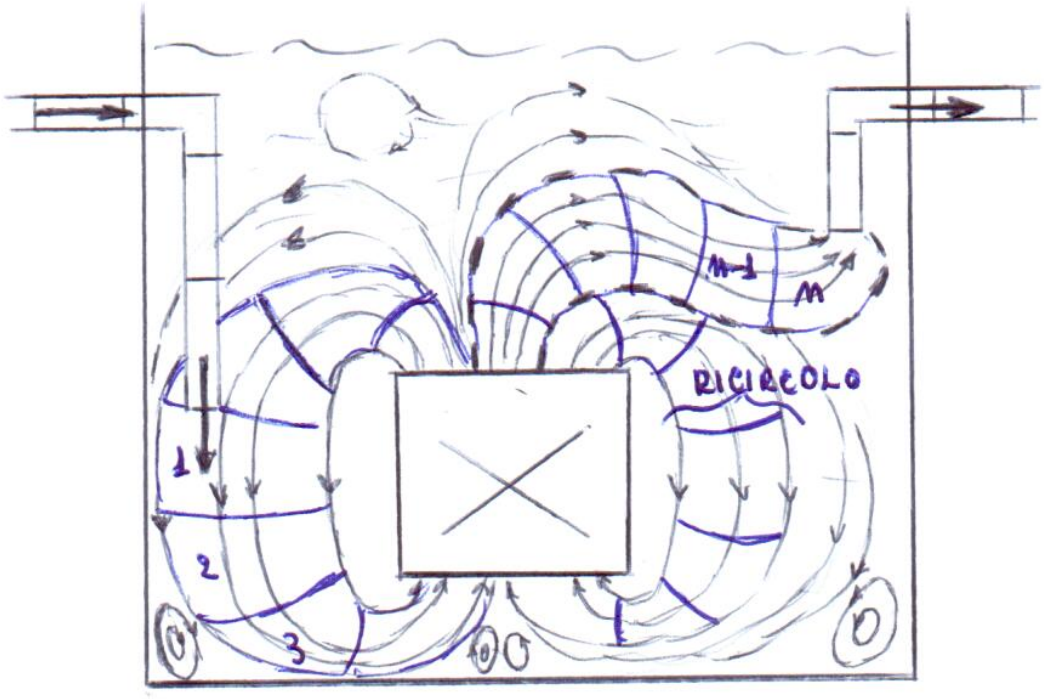



**Figura 35. Le linee di corrente e la nodalizzazione per un codice termoidraulico di sistema**

## *4.4 Simulazione di sistemi di sicurezza ad alto contenuto passivo basati su gravità e circolazione naturale*

Il reattore AP1000 della Westinghouse, Figura 36, licenziato dalla NRC ( Nuclear Regulatory Commission ) USA nel dicembre 2005 ( Design Certification ), presenta il più alto grado di sistemi di sicurezza passivi tra gli impianti di produzione della III e III+ generazione.
Questo reattore sarà pertanto di riferimento nella trattazione, con l'intesa di estendere i risultati anche a quei sistemi di sicurezza passivi identici o simili di altri reattori.

I sistemi di sicurezza passivi basano il loro funzionamento sui processi naturali come la gravità, la circolazione naturale, la compressione di gas, la condensazione ecc. e si attivano in maniera autonoma quando si presentano situazioni di emergenza.
Questi garantiscono le funzioni di sicurezza fondamentali

- spegnimento reattore ( scram )
- raffreddamento del nocciolo
- integrità strutturale ( vessel … )

- isolamento del contenimento ( da progetto : limitate penetrazioni e sistemi di sicurezza interni all'edificio reattore … )

per un periodo illimitato, in assenza di energia elettrica e senza l'intervento dell'operatore.

Mitigazione degli incidenti severi

In AP1000 il nocciolo fuso ( Corium ) resta confinato nel vessel per l'ottima refrigerazione della parete esterna del componente dovuta ad acqua in circolazione naturale proveniente dalla piscina IRWST, secondo i progettisti .

Il reattore EPR, invece, presenta un vano sottostante al vessel dove il Corium uscente dal vessel si raccoglie e viene raffreddato da un sistema attivo.

Il sistema passivo di raffreddamento del nocciolo ( PXS ) dell'AP1000 protegge il nocciolo in assenza della normale refrigerazione ( guasto o LOCA sul primario e/o sul secondario ). Svolge le due funzioni di sicurezza :

- Iniezione e ripristino del refrigerante mediante i componenti

- CMT ( Core Make-up Tank ) di HP ( 150 bar ) per perdita portata primaria, piccoli LOCA ecc.
- Accumulatori di MP ( 50 bar ) per LOCA generalmente

- IRWST ( In-Containment Refuelling Water Storage Tank ) per P=1 bar. Necessario depressurizzazione primario mediante valvole sfiato ( ADS ) sopra il pressurizzatore

- Rimozione calore decadimento per lungo tempo mediante

scambiatore circolazione naturale PRHRHX ( Passive Residual Heat Removal Heat Exchanger ) e IRWST come pozzo di calore.
Il volume d'acqua del IRWST inizia l'ebollizione dopo circa due ore e il vapore prodotto si trasferisce nel volume del Containment. Per circolazione naturale tocca le pareti di acciaio, condensa e ritorna in IRWST come acqua.

Passive Containment Cooling System ( PCS )

Il calore ceduto per condensazione alla parete interna di acciaio dal vapore viene asportato dalla parte esterna del Containment per circolazione naturale dell'aria e per evaporazione del film di acqua proveniente per caduta dal serbatoio PCCS ( Passive Containment Cooling Water Tank ) sopra l'edificio.

I percorsi dell'acqua, del vapore e dell'aria ai punti 1. 2. e PCS possono essere seguiti osservando la **Figura 37** e **Figura 38** :

- (1) CMT 150 bar : CMT -> Vessel (core) -> G.V. -> Cold Leg Pipe -> ritorno CMT
- (2) Accumulatori 50 bar : Accumulatore -> Vessel (core) -> Exit by LOCA
- (3) Rimozione Calore Residuo per lungo tempo : PRHRHX ← → Vessel (core) ,

ecc.

I sistemi intervengono in maniera autonoma e in sequenza al diminuire della pressione.

Infine nella **Figura 39** viene riportato il Vessel del reattore AP1000 con all'interno il Corium raffreddato per circolazione naturale dall'acqua proveniente da IRWST .

La modellistica

La breve sintesi effettuata per i sistemi passivi di emergenza dell'AP1000 Westinghouse ci introduce inevitabilmente nel campo della modellistica.

Sostanzialmente si è in presenza di circuiti idraulici in circolazione naturale con scambio termico e con eventuali passaggi di stato.
Il punto focale della discussione cade sulla geometria in cui questi fluidi si muovono.
La dove la geometria è ben definita, tubazioni, valvole, fasci tubieri ecc. il problema viene risolto dai codici di sistema, i quali hanno librerie ben fornite di modelli dedicati. Si ricordi il codice RELAP o il codice CATHARE, che sono utilizzati in tutto il mondo e che hanno alcune decine di anni di vita e di validazione, le cui caratteristiche sono state trattate in rapporti ENEA .

Il problema sorge quando i fluidi si muovono in grandi volumi, piscine, grandi duomi ( volume Incontainment ), dove non si conoscono le traiettorie o si possono al limite solo ipotizzare, naturale dominio di applicazioni dei codici fluidodinamici.

**In questo caso può valere tutto ciò che è stato detto per la modellistica delle piscine nel paragrafo precedente, dato che i processi sono strettamente connessi .**

In particolare sarebbe interessante per una modellistica spinta dei sistemi passivi di emergenza conoscere le linee medie di corrente ( RANS )

- dell'acqua nell'IRWST in presenza di ebollizione durante la rimozione del calore di decadimento
- del vapore che lascia la IRWST e va nel volume del Containment e ivi condensa
- dell'aria e del vapore all'interno del camino dell'edificio reattore durante il processo di dispersione del calore di decadimento nell'ambiente
- dell'acqua proveniente da IRWST per raffreddare il Vessel-Corium e del vapore prodotto che migra nel Containment del reattore AP1000

Ovviamente va tenuto presente la **fattibilità** di simili applicazioni RANS ( volumi di grosse dimensioni ) oltre alla validazione sperimentale .

E' tuttavia opportuno disporre anche di una modellistica puntiforme o a pochi volumi ( di grandi dimensioni ) in alternativa e/o per confronto con il modello avanzato.

Integrità di strutture

Riguardo l'integrità delle strutture e dei componenti, in relazione alla reale possibilità di esplosioni di idrogeno ( Fukushima ) nei volumi di spazio libero, sarebbe certamente interessante e conservativo trattare la **propagazione dell'onda d'urto** e la propria riflessione, oltre al calcolo classico della pressione di picco all'interno dell'edificio reattore, che risulta statico e di equilibrio .
Potrebbe accadere che in alcuni punti dello spazio si raggiungano valori della pressione dinamica superiori al valore statico di picco.

In ambito aeronautico esistono sicuramente codici che affrontano processi di questo tipo .

La trattazione svolta va intesa come un insieme di idee e/o suggerimenti ed ha l'obiettivo di migliorare le prestazioni dei simulatori, aumentare eventualmente la sicurezza degli impianti nucleari e dunque l'incolumità delle persone .

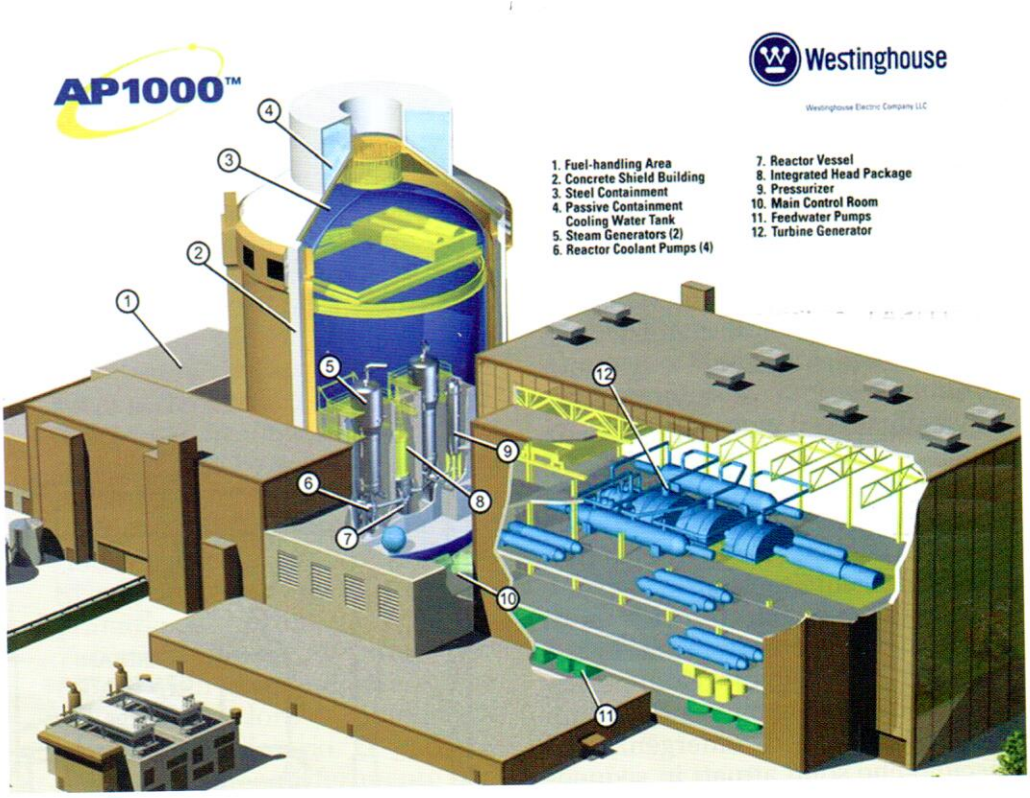



**Figura 36. Strutture principali della centrale nucleare AP1000 Westinghouse**

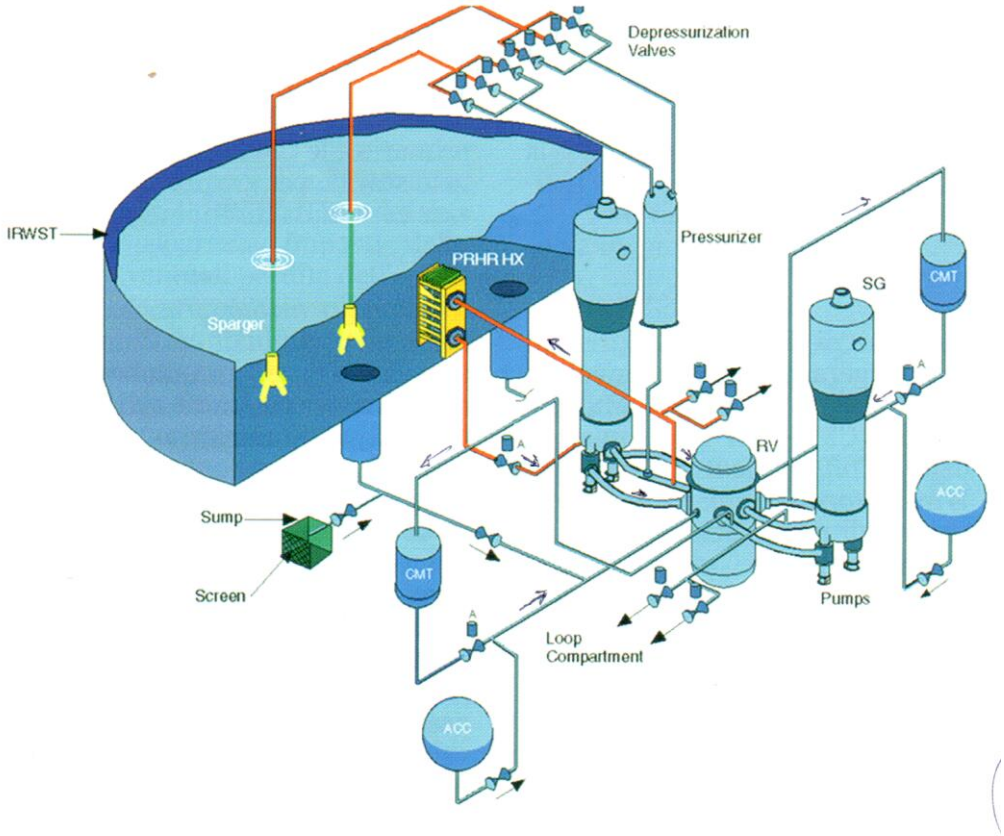



**Figura 37. Sistema passivo di raffreddamento del nocciolo (PSX) in AP1000**

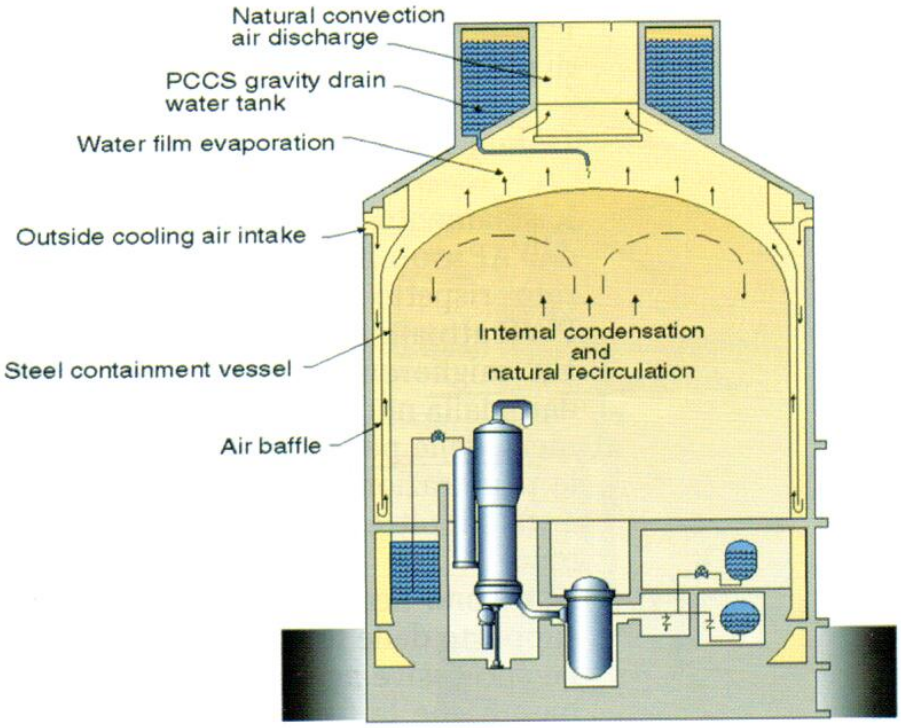



**Figura 38. Rimozione e smaltimento esterno della potenza di decadimento del nocciolo nell'AP1000**

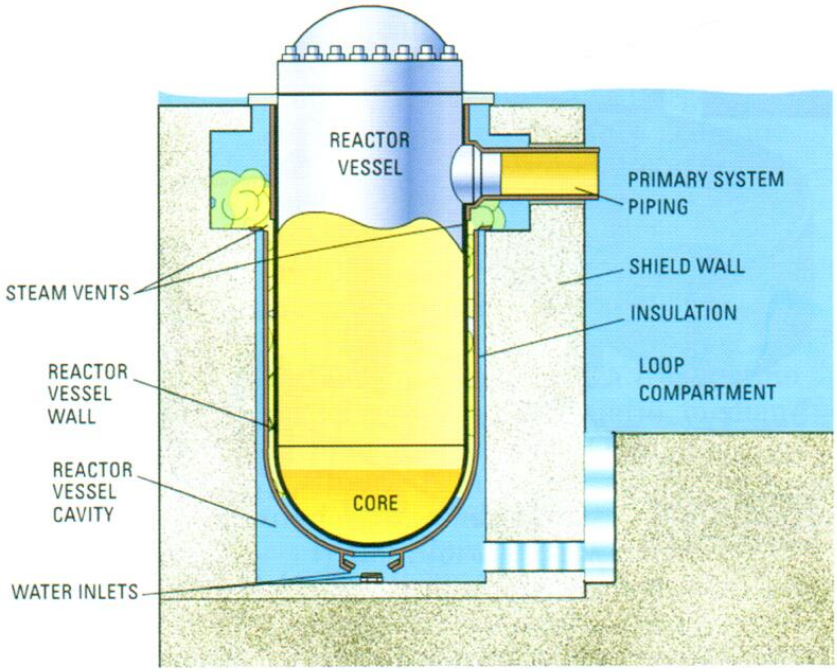



**Figura 39. Confinamento del corium all'interno del vessel nell'AP1000 e raffreddamento per circolazione naturale con acqua da IRWST**

# 5 Prospettive di realizzazione di simulatori avanzati in contesto internazionale

## *5.1 Simulatori avanzati per reattori Gen III +*

### 5.1.1 Ap1000

Dal punto di vista della simulazione il reattore AP1000 di Westinghouse è strettamente legato alla casa statunitense 'GSE Systems'.
La GSE è una società Statunitense, con sede a Baltimora (MD), che fornisce simulatori real time e sistemi di addestramento e supporto a diversi settori dell'industria, principalmente nei campi della chimica, della produzione di energia elettrica, dell'estrazione del gas e del petrolio. La società è attiva da circa 30 anni e può vantare oltre 250 installazioni distribuite a 100 clienti in più di 25 Paesi nel mondo. Per le applicazioni in campo nucleare, la GSE dispone di diversi tools acquisiti o sviluppati in proprio per la modellistica termoidraulica e per la modellistica del nocciolo dei reattori. In particolare per la neutronica e la termoidraulica si avvale dei prodotti REMARK™ (Real-time Multi-group Advanced Reactor Kinetics Model) e THEATRe™ (Real-time Simulation Thermohydraulics Model) ed offre il codice ingegneristico RELAP5-HD™ per la simulazione in real time.
In ambito nucleare, la GSE ha inoltre al suo attivo la realizzazione di simulatori di impianti di vario tipo: BWR, VVER1000, RBMK, etc. Costruisce inoltre simulatori per impianti e sistemi industriali di vario genere (non nucleari).
GSE è attualmente partner privilegiato della società Westinghouse per la realizzazione di simulatori dei futuri impianti nucleari ad acqua in pressione (PWR) Westinghouse AP1000. In tal senso, già nel 2005 venne firmato un accordo preliminare GSE/Westinghouse per lo sviluppo di simulatori di impianto AP1000.
Nel Settembre 2007 la Westinghouse ha ricevuto la commessa per la fornitura di 4 impianti AP1000 da installare nelle località cinesi di Sanmen e Haiyang da avviare negli anni 2013-2015. Contestualmente la GSE ha ottenuto la commessa per la fornitura di un simulatore di impianto AP1000 cinese da consegnare entro il 2012.
Nella stessa data, la GSE ha annunciato di aver stipulato anche un contratto con l'Istituto di Ricerca Russa per l'operazione di impianti di potenza, per la fornitura di codici di calcolo termo-idraulici e di nocciolo per i PWR russi di nuova generazione VVER (modello AES-2006, 1200 MWe), dei quali è stata annunciata la costruzione di 18 unità entro il 2020.
Nell'Agosto 2009, è stato stipulato un ulteriore accordo tra GSE Systems, Inc. (GSE) e Westinghouse Electric Company (Westinghouse) per lo sviluppo di un simulatore di riferimento dell'impianto AP1000. Al momento Westinghouse prevedeva di costruire almeno 14 impianti PWR AP1000 nei prossimi anni per il mercato interno USA, ciascuno corredato del relativo simulatore fornito dalla GSE.
GSE è di gran lunga il miglior candidato alla realizzazione di futuri simulatori per AP1000 dotati di elementi innovativi derivanti dalle lessons learned di Fukushima e dagli Stress Tests. Peraltro il Laboratorio SIMING di UTFISST ha stabilito già da un paio di anni un rapporto informale collaborativo con tale società.
Alla luce delle 4 aree di innovazione definite nel cap 4 si può immaginare per i prossimi anni un interesse a sviluppare le capacità simulative dei simulatori AP 1000 quali quelli realizzati da GSE nelle seguenti direzioni:

a) inserimento della modellistica degli eventi estremi (un settore nel quale gli statunitensi sono sensibili)

b) integrazione di migliori modelli per la simulazione degli incidenti severi (che rappresenta una richiesta generale da tutti gli organismi internazionali nucleari quali IAEA, NEA, ENSREG….)

c) verifica dei modelli utilizzati per modellare i processi di circolazione naturale (sistemi passivi con tempo di grazia di 72 ore)

In virtù delle competenze disponibili ENEA potrebbe fornire contributi in tutti e tre i settori di evoluzione della modellistica per i simulatori di ingegneria.

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

**Figura 40. Simulatore AP1000 della GSE**

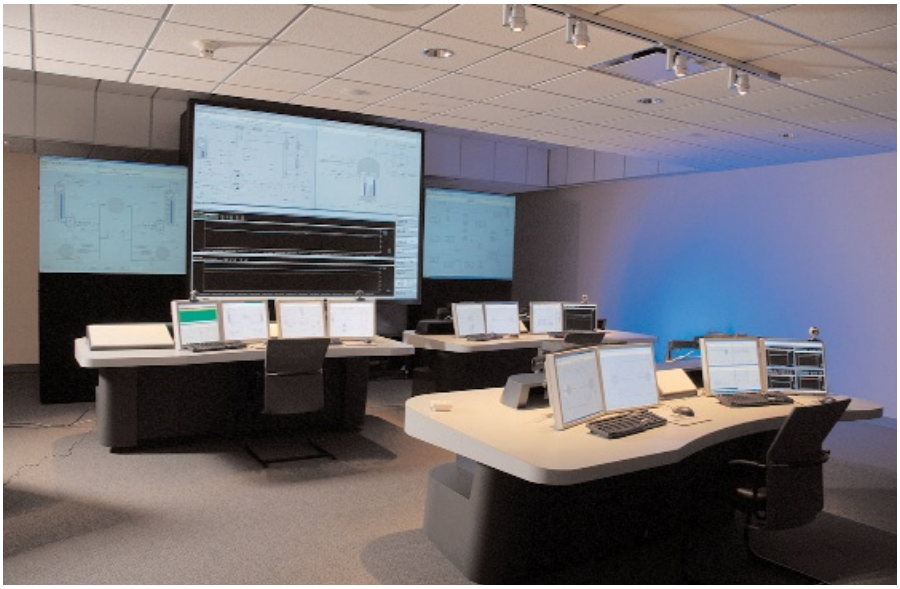


**Figura 41. Simulatore AP1000 Westinghouse (2007)**

**Figura 42.**

### 5.1.2 EPR e simulatore SOPHIA

Sulla base delle valutazioni emerse dalle varie realtà di regolazione mondiali, i principali produttori e sviluppatori di simulatori per impianti nucleari hanno aggiornato la pianificazione dei propri prodotti allo scopo di offrire soluzioni in grado di soddisfare le nuove richieste degli operatori alla luce dell'incidente di Fukushima.
Le principali modifiche introdotte dalle aziende sviluppatrici di simulatori sono raggruppabili in:

1. modifiche all'impianto simulato sulla base delle modifiche reali apportate dai progettisti
2. miglioramento della simulazione di incidenti severi
3. risposta allo station blackout e affidabilità dei modelli elettrici
4. altri impatti potenziali

La società canadese L3MAPPS per esempio ha introdotto nella sua nuova offerta di simulatori di impianti nucleari la simulazione di strumentazione per la misura del livello dell'acqua *wide-range* per le piscine del combustibile esausto e miglioramenti del venting del contenimento per operazioni di emergenza come SBO. Sulla scorta della sequenza incidentale di Fukushima sono poi stati introdotti i sistemi di alimentazione elettrica di emergenza (diesel generators) impiantati a più elevato livello di sicurezza e altri sistemi secondari indipendenti come le *turbine-driven pumps*.

Per migliorare lo studio di incidenti severi, è stata ulteriormente sviluppata l'implementazione del software MAAP dell'EPRI in ambiente Orchid© che sarà impiegato in molti simulatori full scale (Krsko, Olkiluoto 3).
Dal punto di vista della simulazione della situazione incidentale di Station Black Out, L3MAPPS ha potenziato la modellazione dei sistemi di batterie e i pannelli distribuiti, per tenere in conto l'estensione dei requisiti NRC (da 4 a 8 ore di garanzia minima di risposta in fase 1) e garantire maggiore flessibilità nell'impostazione dei carichi statici e dinamici.

In generale, gli sviluppatori di software per simulatori ingegneristici e full scale seguiranno in tempo reale l'evoluzione della regolamentazione emessa dagli enti di controllo e le esigenze dei singoli clienti al fine di offrire un prodotto in linea con le più avanzate richieste in tema di sicurezza, soprattutto a mano a mano che la lezione di Fukushima fornirà sempre nuovi spunti di riflessione.

Alla luce della collaborazione in corso con IRSN e dei contatti informali da oltre 1 anno stabiliti con L3 Mapps, ENEA potrebbe nei prossimi anni partecipare in modo attivo alla realizzazione e testing delle nuove versioni dei simulatori per il sistema EPR.

### La piattaforma ORCHID

La piattaforma ORCHID®, definita "*ambiente globale di* simulazione *e sviluppo*" dalla società canadese L3 Communications MAPPS Inc., proprietaria del marchio registrato, costituisce un esempio di simulatore multifunzionale, che da un lato copre, anche ai fini di esigenze di licencing, funzionalità di Full Scope Simulator e dall'altro è in grado di rispondere alle esigenze di simulazione ingegneristica di un impianto nucleare.
La multifunzionalità di ORCHID® deriva da una spiccata modularità di architettura IT e disegno funzionale.
L'architettura del sistema è stata utilizzata su contratto con IRSN per il simulatore francese SOFIA basato su CATHARE 2.

I sottosistemi di rilievo dal profilo ingegneristico sono:

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

Tramite un'interfaccia grafica user-friendly fornisce all'utente un espressivo feedback sui parametri neutronici simulati. L'utente può specificare uno specifico gruppo di barre combustibile per ottenere la distribuzione assiale di potenza, temperatura combustibile, temperatura del moderatore, densità del moderatore, densità di vuoto del moderatore, concentrazione di Xeno e di Samario.
L'utente può ottenere una rapresentazione dinamica 3D dei parametri sopra elencati ai differenti livelli assiali.
Offre meccanismi automatici di conversione dei dati del combustibile per molteplici codici. E' in grado di considerare la vita del combustibile. E' integrabile con  altri modelli di simulazione come pure con modelli termoidraulici.

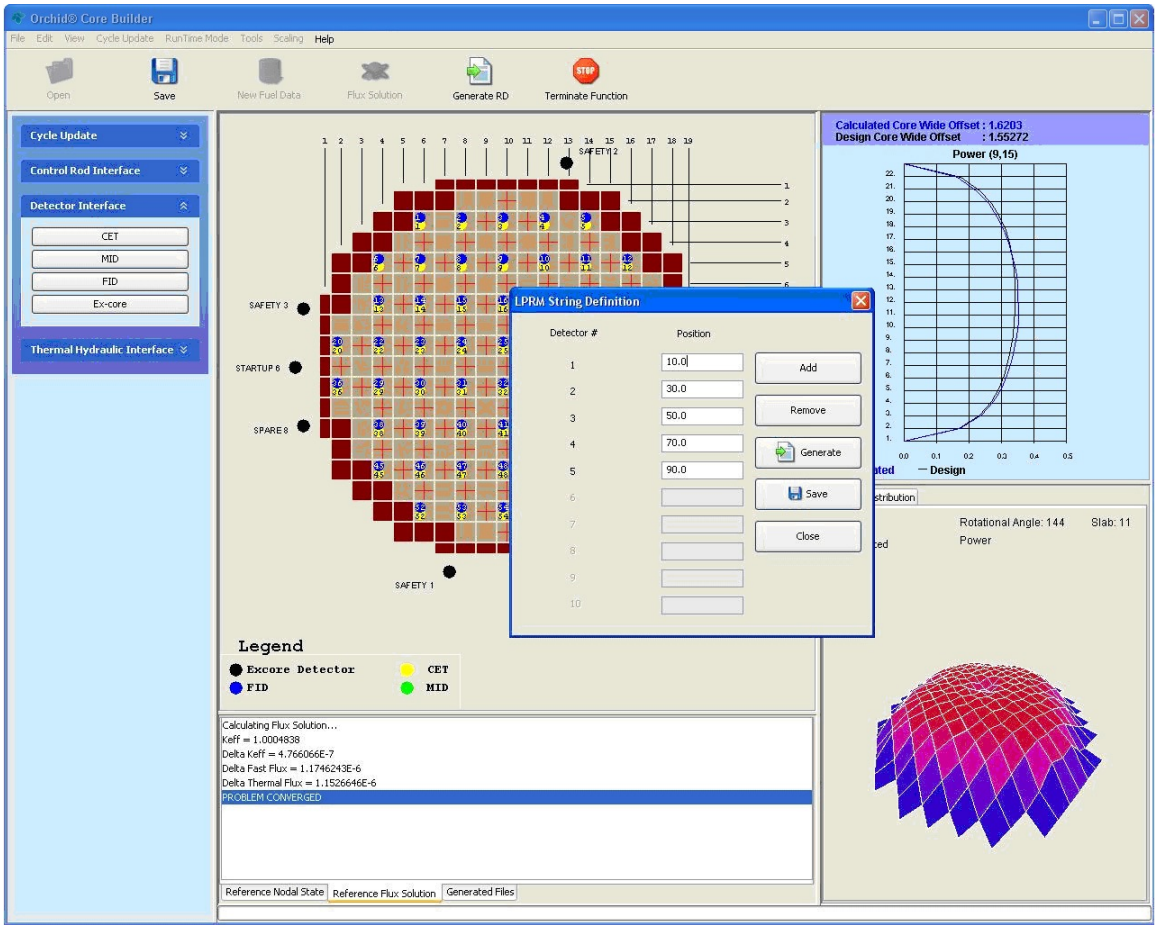



**Figura 43. Esempio di schermata di ORCHID® Core Builder**

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

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

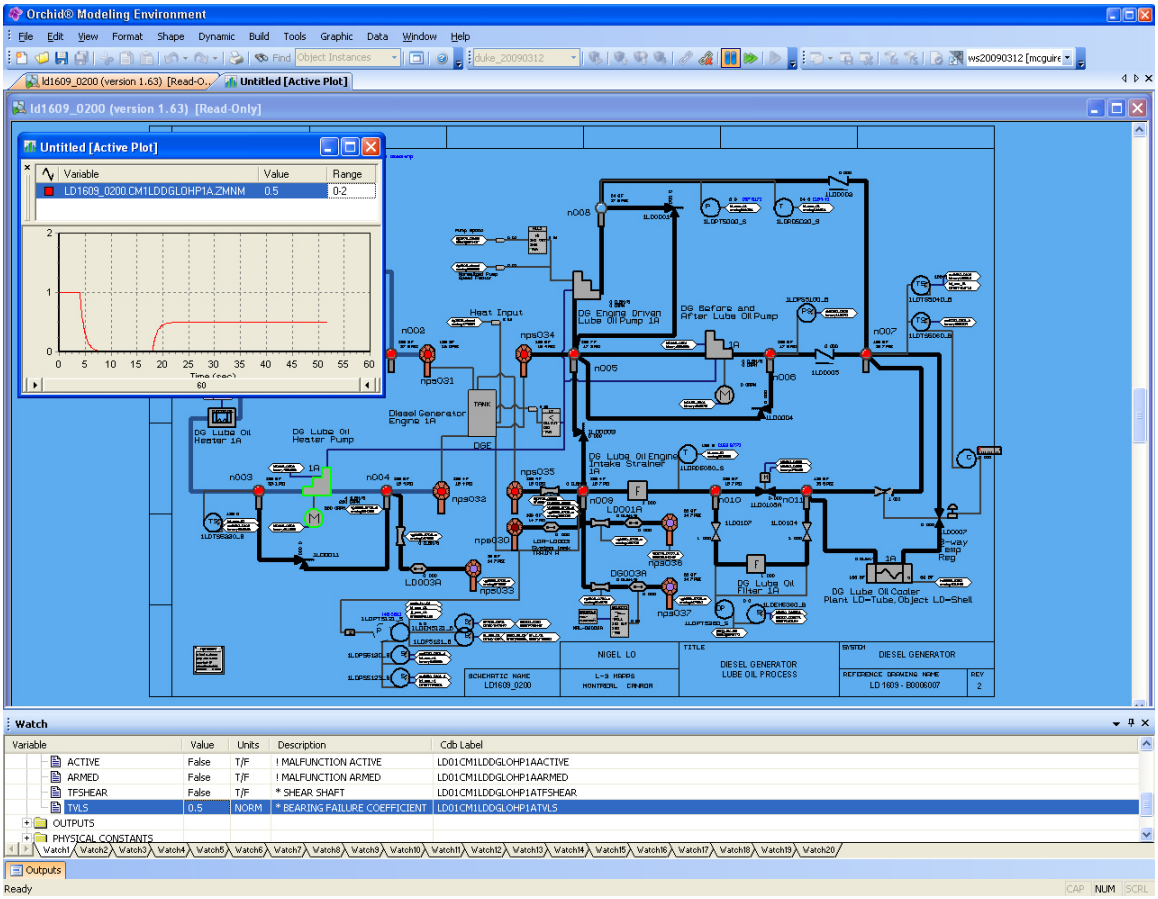



**Figura 44. Esempio di schermata di ORCHID® Modeling Environment**

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

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

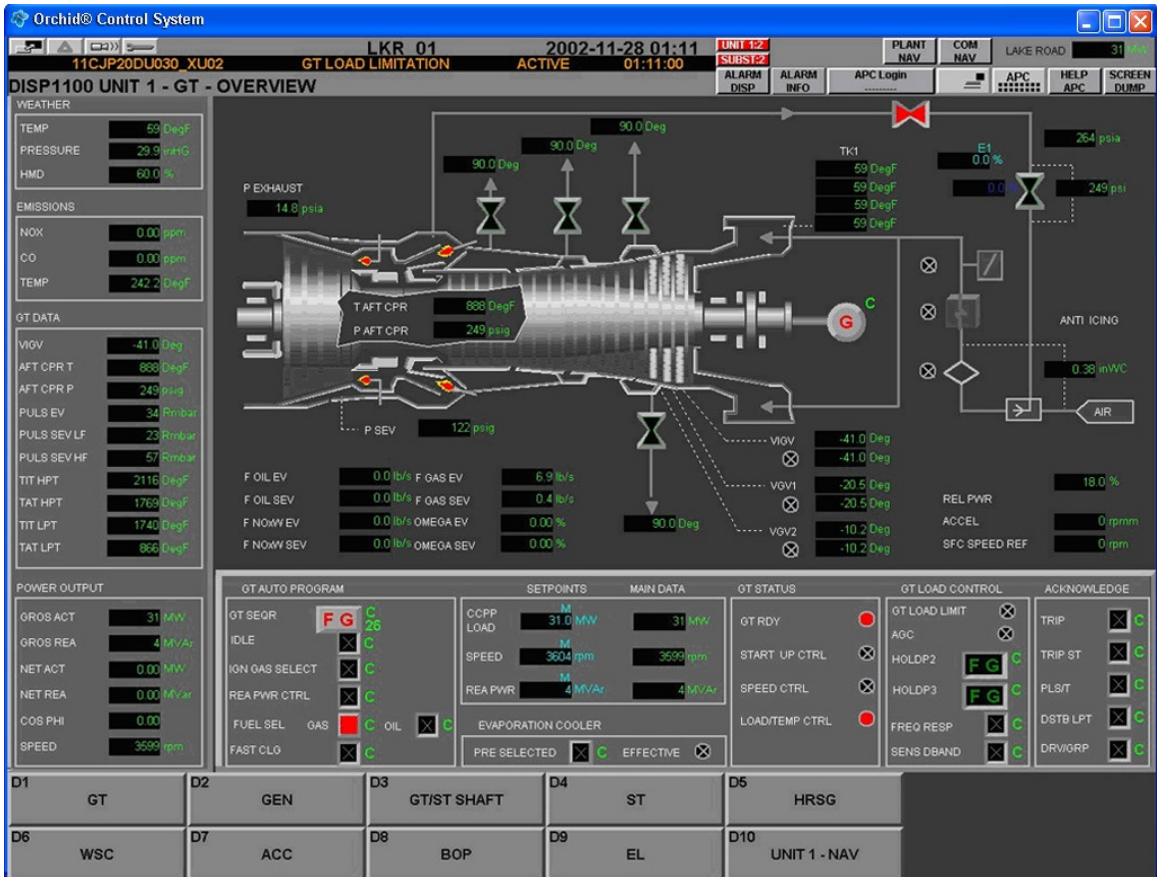



**Figura 45. Esempio di schermata di ORCHID® Control System**

Il simulatore ingegneristico SOFIA è un progetto sviluppato da AREVA NP in collaborazione con IRSN (Istituto di Radioprotezione et Sicurezza Nucleare francese, che fornisce il supporto tecnico all'autorità di sicurezza francese) e L3MAPPS (il fornitore anche per OL3 del simulatore di addestramento degli operatori e del simulatore ingegneristico).
I simulatori esistenti per i reattori di progettazione francese CP2 (900MWe, tre-loop), DPY (1.300 MWe, a quattro loop) e N4 (1.450 MWe, a quattro loop) sono stati adattati ai nuovi server PC con sistema operativo Windows all'interno dell'ambiente di simulazione Orchid®. Inoltre, al simulatore di SOFIA saranno aggiunte due versioni del Flamanville 3-base EPR™ simulazione. Una versione del simulatore EPR è sviluppata in real time, utilizzando come codice di termoidraulica L-3 MAPPS 'ANTHEM ™, mentre l'altra versione non prevede l'utilizzo in real time e incorpora CATHARE11 come codice di termoidraulica.

Il simulatore SOFIA (precedentemente SIPA - simulateur post-accidentel) viene utilizzato per studi termo-idraulico, specialmente analisi probabilistica di sicurezza di livello due, formazione nel campo della fisica del reattoree del controllo, e la preparazione di scenari nazionali esercizio crisi.
L'esigenza è principalmente quello di formare gli ingegneri di AREVA ed i suoi partner all'interno del centro di formazione AREVA e sostenere gli studi di progettazione quali:

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

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

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

Il simulatore è quindi un ottimo strumento per rappresentare il funzionamento dell'impianto, che è importante per lo studio di particolari situazioni e la formazione del personale. Permette di studiare complesse sequenze incidentali, che richiedono una modellazione integrata dei vari sistemi, per valutare e validare le procedure operative normali ed in situazioni incidentali e convalidare la I & C accoppiato con un modello di processo completo. Questo è un simulatore in tempo reale.
Grazie allo sviluppo delle risorse informatiche è possibile utilizzare i modelli più accurati per simulare il comportamento dei sistemi dell'impianto nucleare. Inoltre, questo tipo di simulatori deve simulare un gruppo di sistemi complessi di lavoro in tempo reale.

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

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

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

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

L'utilizzo del nuovo simulatore comporta molti vantaggi. In primis una interfaccia user-friendly, che utilizza supporti come mouse, schermi LCD,immagini statiche e dinamiche, ecc.
Con questo simulatore vi è una grande quantità di informazioni disponibili, non solo dai sensori dell'impianto, ma anche dai modelli (flussi di potenza, frazioni vuoto, temperatura del combustibile, ecc), che possono essere facilmente visualizzati su grafici dinamici per una conoscenza immediata delle condizioni operative della centrale nucleare.
C'è anche una maggiore flessibilità in termini di sostituzione di modelli e modifica dei parametri grazie ad una architettura informatica aggiornata. La I & C (Instrumentation and Control) è simulata, con funzioni facili da controllare e modificare. La struttura modulare è un vantaggio per l'aggiornamento e la sostituzione di modelli di simulazione.
Inoltre il simulatore si presenta in due diverse modalità:

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

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

## *5.2 Simulatore di SMR (Nuscale)*

NuScale Power ha affidato la costruzione dell'engineering simulator alla società americana GSE. Tale simulatore, visibile nella Figura 46, è utilizzato per:

- Human-factor Engineering (HFE)
- Progettazione del sistema di controllo e utilizzo come piattaforma per la Verification & Validation (V&V)
- Piattaform per la Simulated Assisted Engineering (SAE)
- Piattaforma per il Training (punto critico per il Plant Operation)

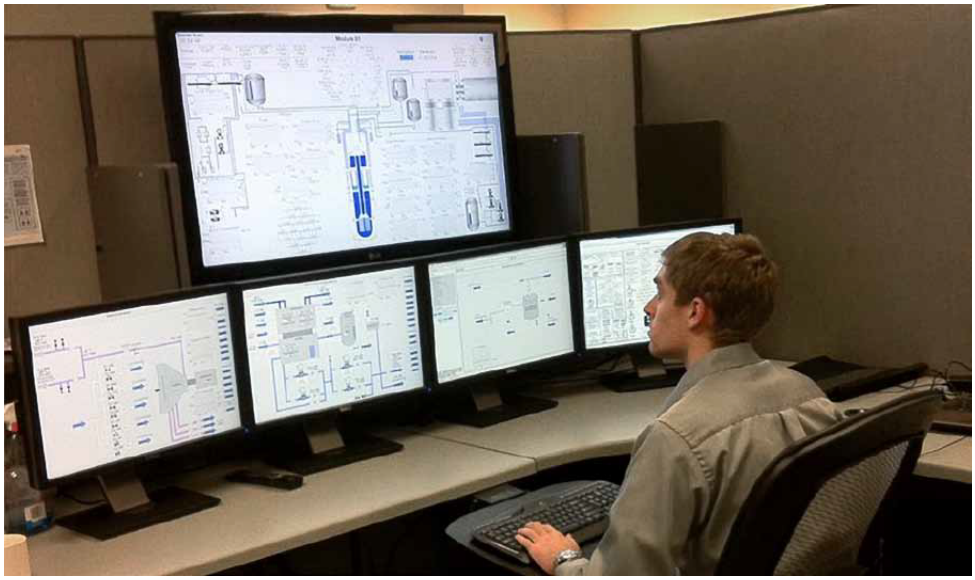


**Figura 46. – GSE – NuSCale engineering simulator**

L'approccio seguito per lo sviluppo del simulatore e (contemporaneamente) del design d'impianto e ben visibile nel diagramma a blocchi di Figura 47.

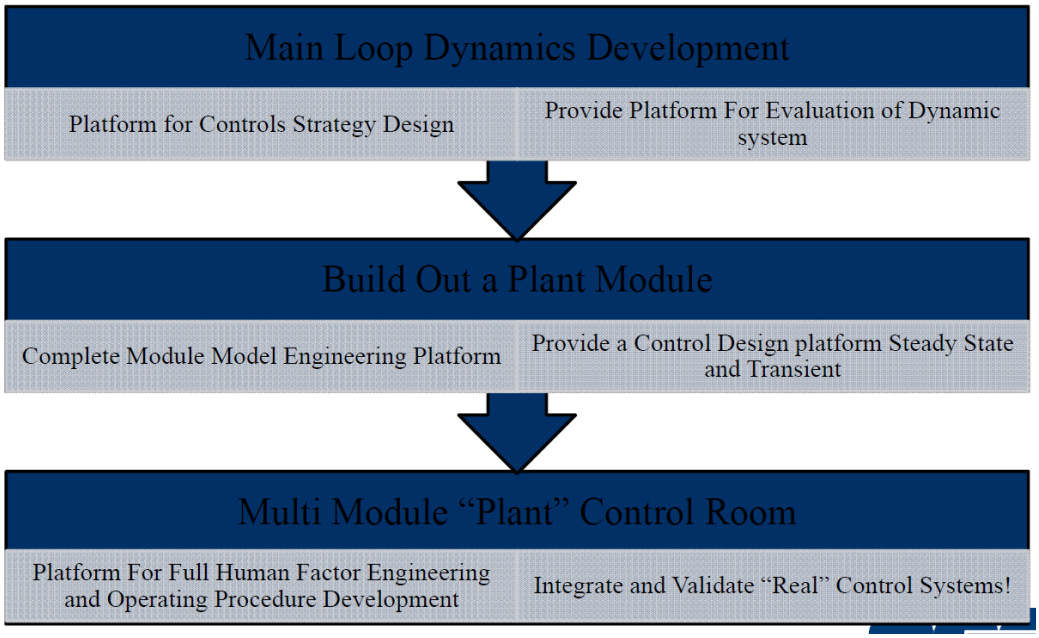



**Figura 47. – Approccio e steps seguiti per lo sviluppo del simulatore e del progetto d'impianto**

I modelli di simulazione dinamica utilizzati inizialmente si sono basati sui codici termofluidodinamici e neutronici RELAP5-3D e S3R. Successivamente, i rimanenti modelli dinamici di impianto sono stati invece basati con software proprietario di GSE come JTopmeret e JElectric (simulanti rispettivante il Balance of Plant ed i sistemi elettrici ed il generatore). Mano a mano che questi sistemi dinamici sono stati integrati

nel simulatore, gli ingegneri hanno sviluppato le logiche di controllo d'impianto, i display per la control room e le procedure operative.

L'approccio di sviluppare in differenti fasi il simulatore ingegneristico "First of a Kind" permette:

- la fluidità dei dati/parametri di progetto (moving target)
- di avere conferme circa ipotesi fatte in mancanza di dati
- di avere flessibilità nella configurazione delle simulazioni e nell'interfaccia grafica
- di capire i limiti del Budget e della programmazione temporale
- di far partecipare allo sviluppo gli ingegneri addetti alla simulazione d'impianto
- di assicurare l'accettazione da parte del team di simulazione del simulatore stesso
- addestrare gli ingegneri ed i tecnici
- sincronizzare lo sviluppo del simulatore con quello del desing dell'impianto

Lo step finale di questo processo, prevede lo sviluppo congiunto da parte di GSE e NuScale, di simulatore di control room per un impianto multi-modulare (composto cioè da 12 reattori). Tale simulatore di control room, visibile nella Figura 48, e da poco entrato in funzione, è utilizzato per lo sviluppo dell'interfaccia uomo-macchina ed anche in questo caso, per lo studio degli human-factors – punti chiave per capire il comportamento degli operatori durante alcuni scenari e come essi interagiscono con il sistema di controllo dei reattori.

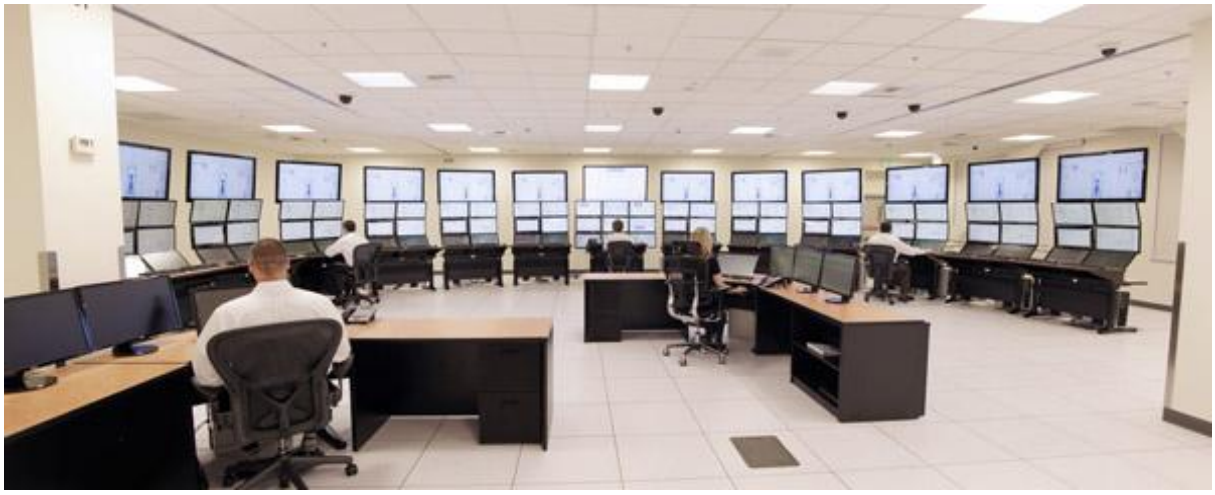


**Figura 48. Simulatore di Control Room – GSE/NuScale**

La peculiarità del design NuScale (12 reattori di bassa potenza sul medesimo sito), impone, infatti, anche per una questione di economicità e semplicità, l'adozione di una singola control room. A riguardo, nel 2005, l'NRC ha pubblicato il NUREG-1791 "Guidance for Assessing Exemption Requests from the Nuclear Power Plant Licensed Operator Staffing Requirements Specified in 10 CFR 50.54(m)". Questa pubblicazione fornisce la guida per la revisione da parte dell'NRC di possibili esenzioni richieste nello staffing per impianti nucleari innovativi con design profondamente diverso da quelli di Gen II/Gen III+.

In seguito alla pubblicazione del NUREG-1791, ogni vendor di impianto nucleare fortemente innovativo (quale quello di NuScale) deve presentare all'NRC:

- una descrizione delle modalità e le condizioni di operazione dell'impianto

- un'analisi di supporto e la relativa documentazione ottenuta dall'esperienza operativa, le analisi per i requisiti funzionali, la definizione dello staff e del loro lavoro,
- e un'analisi dettagliata per dimostrare l'efficacia e la sicurezza dello staffing plan proposto.

I simulatore real time è quindi la piattaforma per lo sviluppo e la dimostrazione di questo nuovo approccio di control room.

Il simulatore di control room viene oggi utilizzato, insieme con l'engineering simulator, come supporto per lo sviluppo del Design Certification Application (DCA) e del Construction and Operating License Application (COLA per lo US-NRC. Vengono inoltre utilizzate per lo sviluppo delle procedure operativi e per sviluppare un programma di training per gli operatori.

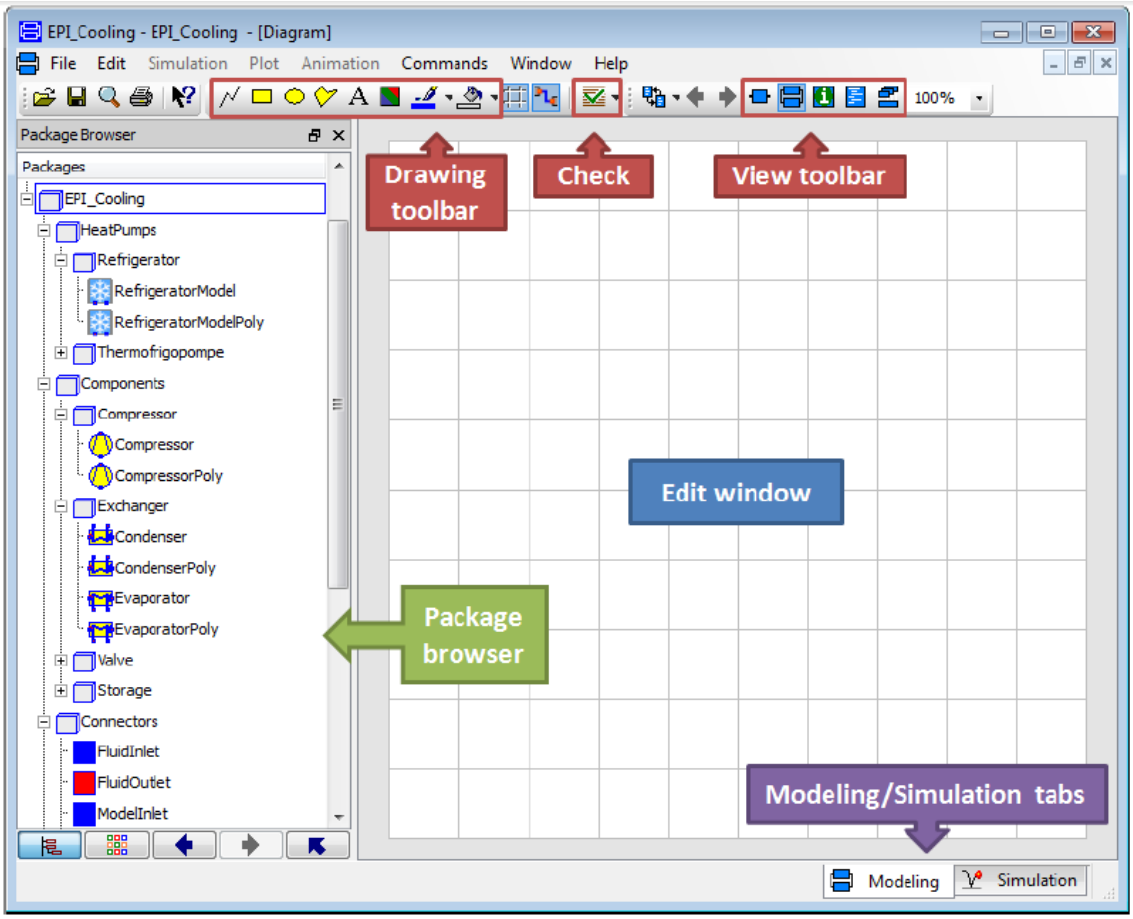
**Figura 49. – Simulatore di Control Room – GSE/NuScale**

## *5.3 Simulatore di un reattore a Pb liquido Gen IV LMR*

### Simulatore per reattore ALFRED

Lo sviluppo dei reattori LFR di quarta generazione è attualmente arrivato, per i progetti a stadio più avanzato quale MYRRHA, alla fase di progettazione ingegneristica "front-end", dove vengono fatte le scelte d'impianto che verranno applicate nella realizzazione vera e propria. L'altro progetto principale in campo europeo, ALFRED, è ancora in una fase precedente (progettazione pre-concettuale) dove varie alternative vengono vagliate e prese in considerazione.
In questa fase, e per quelle successive, è fondamentale avere a disposizione un simulatore ingegneristico flessibile, da usare anche in fase di progettazione, che sia in grado di dare informazioni relative alla risposta dinamica e al sistema di controllo. In particolare questo tipo di simulatori vengono sempre più diffusamente utilizzati per la messa a punto dei sistemi di controllo, per la valutazione delle loro prestazioni e per l'addestramento degli operatori su simulazioni in tempo reale.

Una possibile scelta modellistica può ricadere sul linguaggio di programmazione Modelica, sviluppato dalla Modelica Association, un'organizzazione no profit con sede a Linköping, Svezia [40]. È un linguaggio orientato agli oggetti per la modellazione e la simulazione dinamica di sistemi complessi, che consente la rappresentazione di più fisiche nello stesso modello (aspetti meccanici, termodinamici, idraulici, etc…). Tra le caratteristiche del linguaggio Modelica la più importante è l'approccio acausale nella risoluzione delle equazioni costitutive che consente un elevato riutilizzo di oggetti già sviluppati in altri contesti [41], [42].
Il linguaggio di programmazione Modelica necessita di un ambiente di modellazione e simulazione che consenta una facile e veloce definizione dei modelli, con una interfaccia grafica intuitiva da utilizzare. A questo scopo sono disponibili sia soluzioni "open-source" quali OpenModelica, JModelica, SCICOS, SimForge sia soluzioni "commerciali" come Dymola, MathModelica, MapleSim, SimulationX, AMESim [43],[44],[45]. Il più avanzato e conosciuto è Dymola (Dynamic Modeling Laboratory), sviluppato sin dal 1992 dalla compagnia svedese Dynasim AB, poi acquistata dalla francese Dassult Systèmes nel 2006. Tra gli altri vantaggi, Dymola presenta la possibilità di essere interfacciato con altri programmi quali CATIA, Simulink ed Excel.
Il binomio Modelica/Dymola è già ampiamente utilizzato in ambito nucleare da EDF, l'azienda che gestisce diversi reattori ad acqua pressurizzata in Francia ma anche in altri campi quali l'industria automobilistica (Ford, Toyota, BMW), aerea (Saab), alimentare (Tetra Pak).


EPI_Cooling - EPI_Cooling - [Diagram]
File Edit Simulation Plot Animation Commands Window Help
100%
Package Browser
Packages
EPI_Cooling
HeatPumps
Refrigerator
RefrigeratorModel
RefrigeratorModelPoly
Thermofrigopompe
Components
Compressor
Compressor
CompressorPoly
Exchanger
Condenser
CondenserPoly
Evaporator
EvaporatorPoly
Valve
Storage
Connectors
FluidInlet
FluidOutlet
ModelInlet
Drawing toolbar
Check
View toolbar
Edit window
Package browser
Modeling/Simulation tabs
Modeling
Simulation

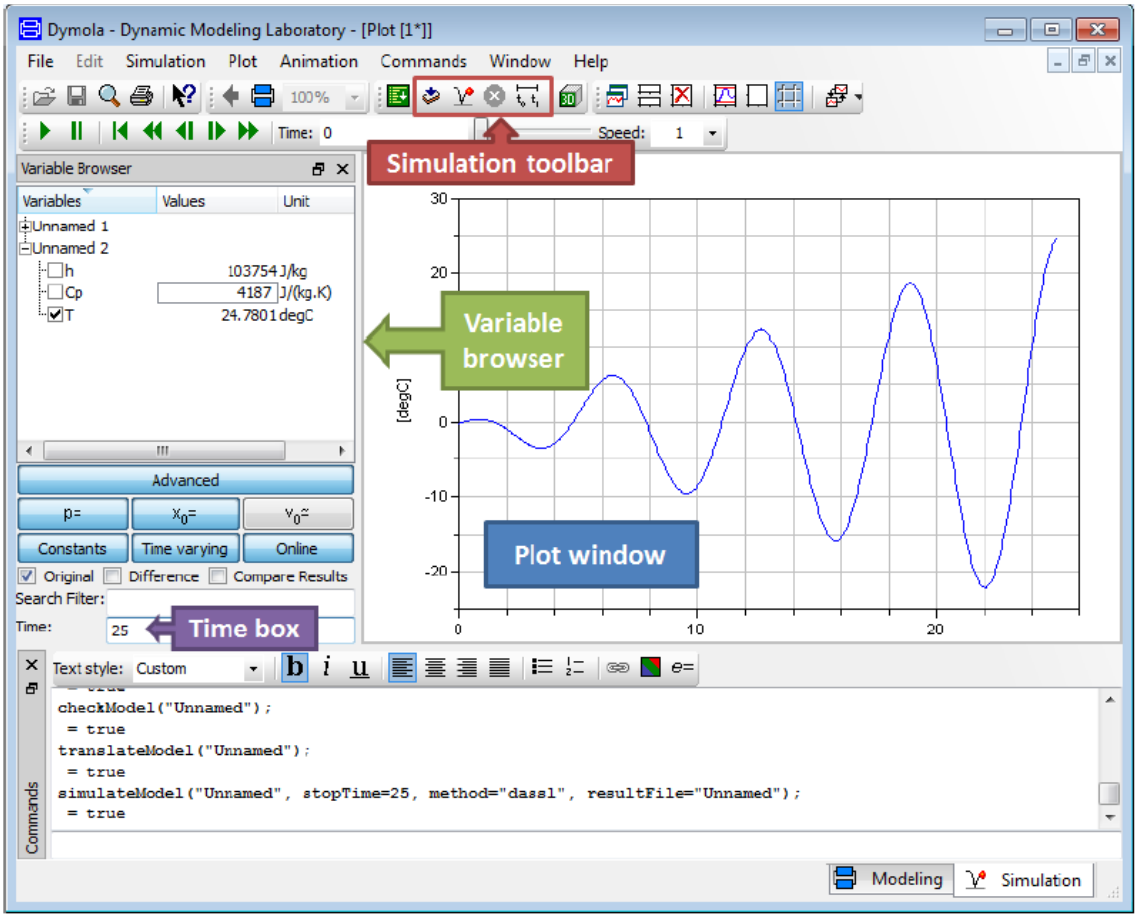



**Figura 50. Ambiente di simulazione Dymola.**

Nell'ambito del progetto LEADER, finanziato dal settimo programma quadro dell'Unione Europea, il cui scopo è la concettualizzazione del reattore dimostrativo ALFRED (Advanced Lead Fast Reactor European Demonstrator) rappresentativo della tecnologia LFR, è stato sviluppato al Politecnico di Milano un simulatore allo scopo di progettare e verificare le prestazioni di un possibile sistema di controllo da adattare a questo reattore. Il simulatore è stato sviluppato in linguaggio Modelica e ambiente di simulazione Dymola, utilizzando alcune librerie tra cui la *Nukomp* [45] e la *ThermoPower* 46,47, già precedentemente sviluppate. Considerando l'obiettivo principale del simulatore che consiste nel fornire uno strumento utile per la progettazione del sistema di controllo, alcuni miglioramenti e modifiche rispetto alle librerie precedenti sono state effettuate per poter rappresentare il comportamento del reattore nelle fasi cruciali dell'azione di controllo, in particolare l'avviamento del reattore.

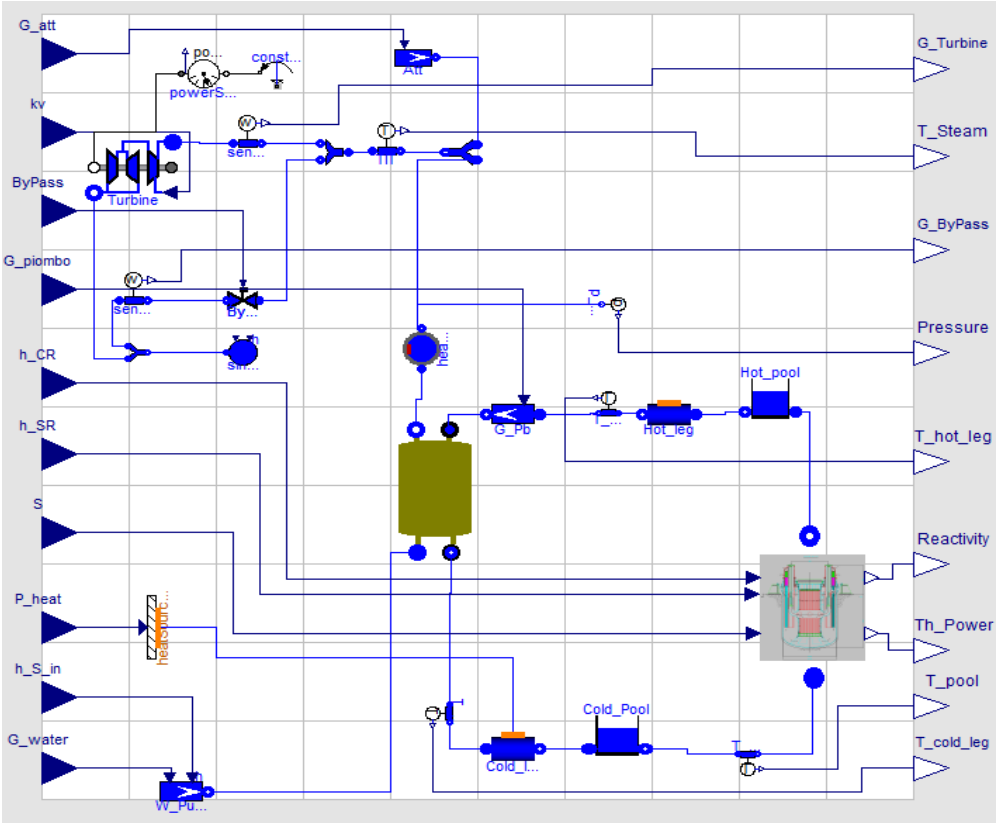



**Figura 51. Simulatore del reattore ALFRED.**

Il simulatore è composto principalmente dal modulo del core, dal generatore di vapore, da altri componenti del primario quali pompa, riscaldatori e piscina e infine dal lato secondario (turbine, preriscaldatori, ecc..).
Il modello del core è formato a sua volta dall'oggetto *Kinetics* che descrive, tramite una cinetica puntiforme a sei gruppi di precursori, l'evoluzione della popolazione neutronica e gli effetti di retroazione dovuti alle temperature del combustibile e del termovettore. La modellazione, modificata specificatamente per affrontare il problema del controllo, consente di rappresentare anche la fase iniziale di avviamento del reattore (moltiplicazione sottocritica con sorgente) e l'inserzione di reattività dovuta sia alle barre di sicurezza sia a quelle di controllo; l'effetto di quest'ultime è stato rappresentato attraverso una curva di calibrazione differenziale ottenuta attraverso calcoli Monte Carlo. Il modello termico *FuelRods* utilizza l'equazione di Fourier tempo dipendente (in geometria cilindrica) discretizzata in cinque diverse regioni: tre per il combustibile, uno per il gap e uno per la guaina. Il componente *LeadTube* rappresenta il piombo che scorre negli elementi di combustibile: è un modello termo-idraulico monodimensionale e monofase in cui lo scambio termico è stabilito dalle condizioni al contorno che vengono date dal modello termico delle barrette, con proprietà fisiche dipendenti dalle temperature. L'approccio è basato su equazioni di conservazione di massa, energia e quantità di moto, discretizzate utilizzando il metodo dei volumi finiti. Come risulta evidente dalla Figura 52, l'elemento di combustibile è stato suddiviso in più zone (oltre alla zona attiva) per tener conto del reale tragitto del piombo e delle perdite di carico di competenza di quel segmento. Inoltre, è stata inclusa nel modello la possibilità di avere una portata di bypass, ovvero una determinata portata che non viene direttamente scaldata dagli elementi di combustibile (ad esempio quella che scorre negli elementi che fungono da riflettore).

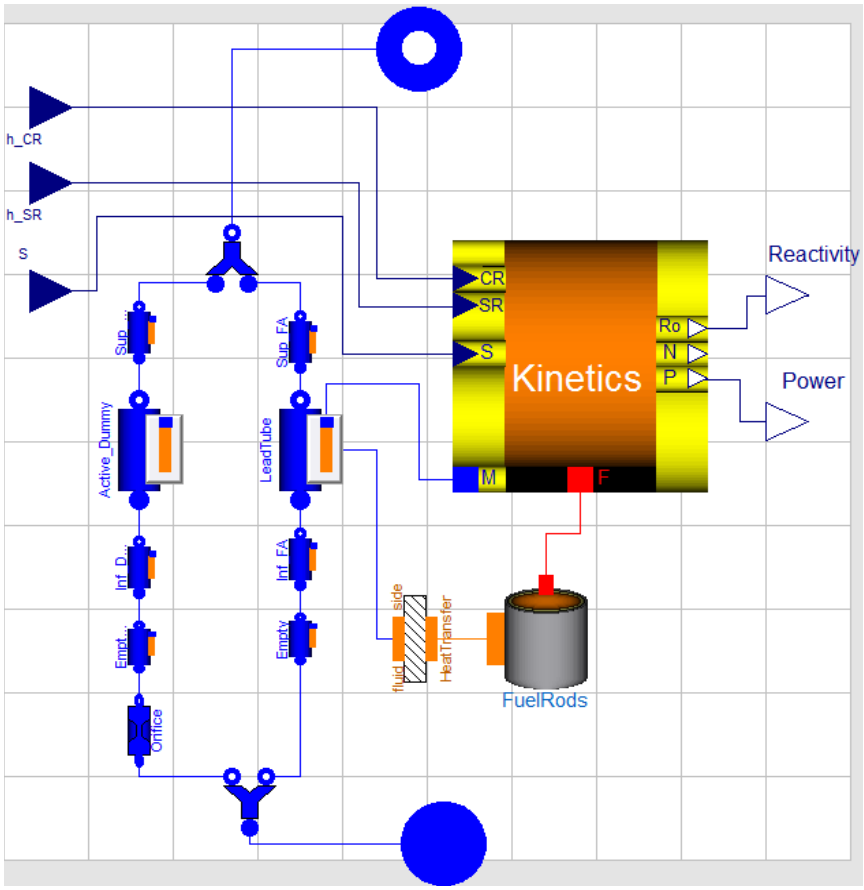



**Figura 52. Modello del nocciolo di ALFRED**

Per quanto riguarda il modello del generatore di vapore, si è optato per una trattazione semplificata della geometria a baionetta basata su diversi modelli di tubi connessi tra di loro, sia per il fluido primario (piombo) che per quello secondario (acqua), in una configurazione controcorrente. Per quanto riguarda il lato acqua, è stato utilizzato un modello che descrive il fluido bifase come una miscela omogenea, adottando per il fluido monofase la correlazione di scambio termico di Dittus-Boelter, mentre per il bifase la correlazione proposta da Kandlikar. Per il lato piombo il modello è lo stesso utilizzato per il nocciolo.

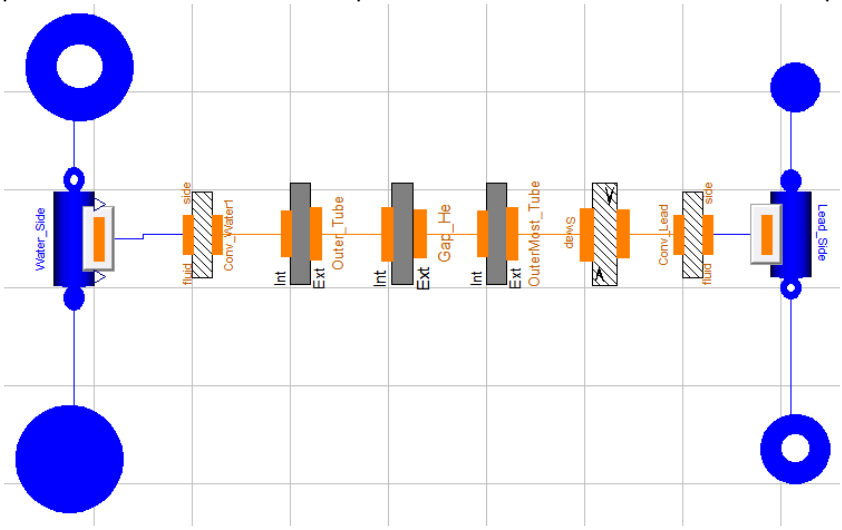



**Figura 53. Modello di generatore di vapore.**

I componenti che rappresentano il piombo contenuto nel vessel interno e nel vessel esterno (cold and hot pool) sono state modellizzate attraverso bilanci di massa ed energia in modo da tener conto sia dell'inerzia termica sia della loro influenza sul campo di pressione all'interno del circuito primario.
Per quanto riguarda il lato secondario si possono distinguere due linee: quella di bypass e quella del vapore che va in turbina. Questa diversificazione è stata resa necessaria per simulare il comportamento del circuito secondario durante la fase di startup, in cui il vapore prodotto non è ancora di qualità sufficiente da esser mandato in turbina. Un componente che funge da attemperatore è stato aggiunto per il controllo della temperatura del vapore in ingresso turbina. Infine la turbina, fondamentale per tenere in considerazione l'effettiva potenza elettrica prodotta dall'impianto, viene modellata come un turbina a due stadi (alta e bassa pressione) con differenti costanti di tempo. Inoltre viene assunta una condizione di blocco sonico del flusso del vapore.
Il simulatore così realizzato risulta essere flessibile, semplice e computazionalmente veloce: tutte queste sono caratteristiche richieste ad un simulatore ingegneristico ideato per la progettazione e la validazione della strategia di controllo di un reattore.

## *5.4 Il modello del reattore nucleare TRIGA RC-1 dell'ENEA*

In questo paragrafo vengono presentati gli aspetti teorici del modello : gli obiettivi, la struttura, le variabili di ingresso, le variabili di uscita, ecc., rivolgendo una particolare attenzione alla parte neutronica e termica del nocciolo.

Gli obiettivi del modello

Il modello è stato progettato per simulare la dinamica del reattore e interiorizzare i processi :

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

Necessario

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

La struttura del modello

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

- Il modello neutronico-termoidraulico del nocciolo del reattore
- Il modello di movimentazione delle barre di controllo
- Il modello del Sistema di Controllo della velocità delle barre
- I modelli della dinamica del Iodio-Xenon e Promezio-Samario-> reattività Xe
- Il modello del sistema di sicurezza -> scram automatico del reattore
- Le subroutine delle manovre manuali di spegnimento del reattore per emergenza : scram e rientro barre manuali
- La subroutine per il calcolo del periodo stabile
- Il modello della potenza di decadimento a fronte dello spegnimento del
- reattore : la funzione di Borst-Wheller
- Il modello degli scambiatori di calore per il trasferimento del calore prodotto all'ambiente ( reattore sperimentale )

Nella Figura 54 è stato riportato lo schema a blocchi del modello del reattore TRIGA RC-1 .

E' possibile inserire nel modello elevati gradini di reattività per i transitori con dinamica rapida, simulanti incidenti di reattività.

Il modello TRIGA è dotato di restart.

Ambiente di Sviluppo

Il modello è stato sviluppato mediante il MATLAB della Società MathWorks .
Il MATLAB è un ambiente di simulazione general purpose molto potente per il calcolo e dotato di grande versatilità e flessibilità ( conosciuto nel mondo ).
Le **Figura 55** e Figura 56 mostrano l'interfaccia grafica tra l'operatore e il modello ad inizio simulazione . Selezionando il campo 1. AVVIAMENTO -> compare l'icona della movimentazione delle barre di controllo.

Parte sperimentale

Le numerose simulazioni delle prove sperimentali del reattore hanno dimostrato che il modello è in grado di riprodurre il funzionamento dell'impianto nelle molteplici e tipiche condizioni di lavoro del reattore TRIGA-RC1. Si passa infatti dalle prove a potenza con e senza scram, a quelle specifiche di misura della reattività dello Xenon, alle prove a potenza zero, le quali hanno messo in evidenza la presenza di una zona di instabilità del reattore.
Simulazioni di salita e discesa a potenza hanno mostrato un buon controllo della reattività delle barre da parte del modello, così come il calcolo del periodo stabile rivela un buon adattamento con la curva In-houre del reattore TRIGA RC1.
Infine il modello riproduce le prove riportate nel Rapporto di Sicurezza del Triga degli incidenti di reattività e di perdita del refrigerante ( General Atomic ) .

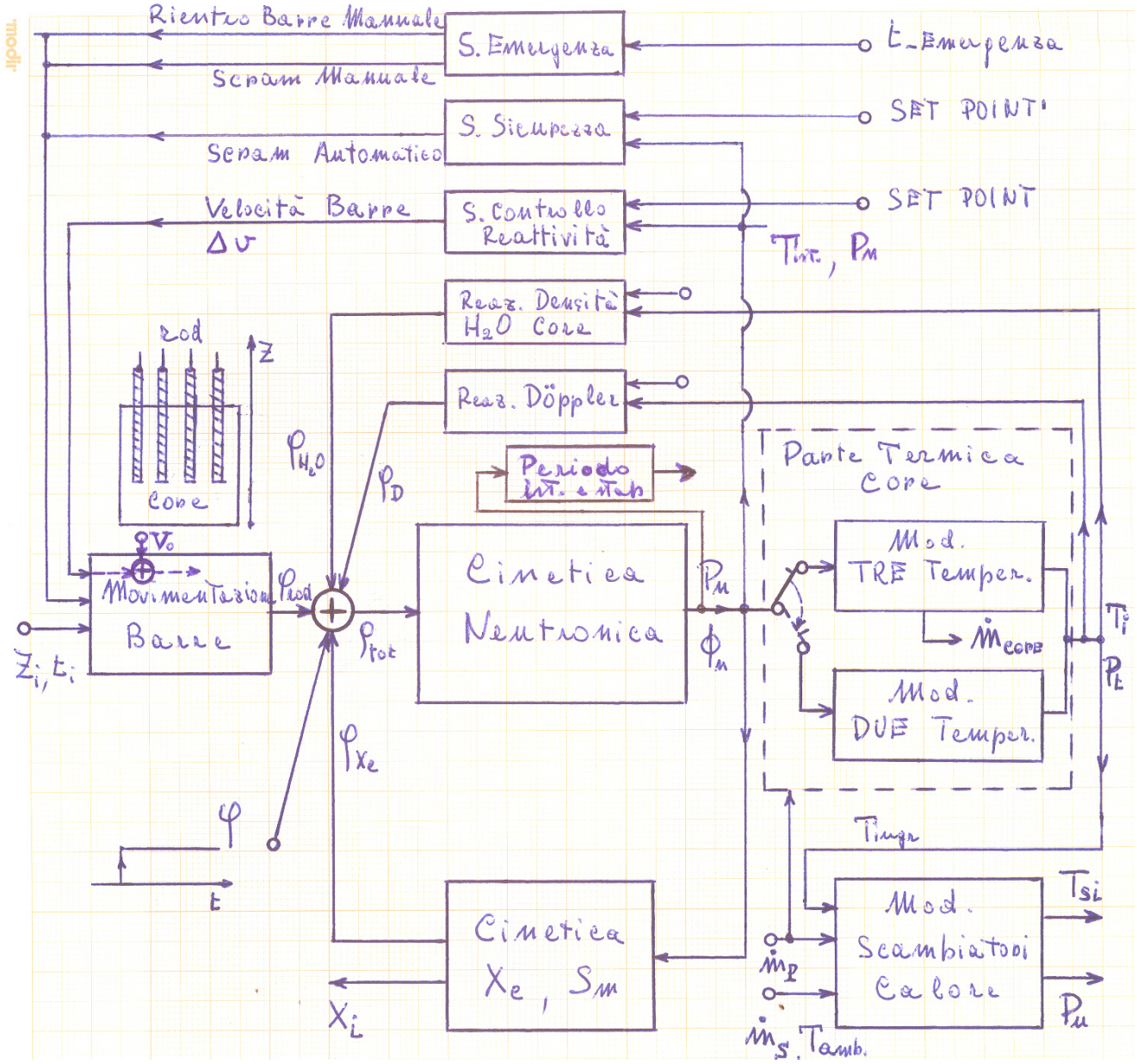



**Figura 54. Schema a blocchi del Modello del Reattore TRIGA RC-1**

# Interfaccia del modello reattore TRIGA

**Figura 55. L'interfaccia principale operatore-modello**

**Figura 56. L'intefaccia per la movimentazione delle barre di controllo**

### 5.4.1 SIMULAZIONI DELLE PROVE SPERIMENTALI DEL REATTORE NUCLEARE TRIGA RC-1

**Introduzione**

Numerose prove sperimentali del reattore sono state simulate nella validazione del modello, **/1/**. Le simulazioni hanno dimostrato che il modello è in grado di riprodurre il funzionamento dell'impianto nelle molteplici e tipiche condizioni di lavoro del Triga.

Nei paragrafi successivi vengono riportate soltanto :

- funzionamento in condizioni nominali
- una prova a potenza con scram
- incidenti di reattività secondo R.S.T.
- svuotamento istantaneo della piscina secondo General Atomic

Nel seguito il Rapporto di Sicurezza del Triga verrà indicato con l'abbreviazione **R.S.T.** .

### 5.4.2 Funzionamento Triga in Condizioni Nominali : da R.S.T.

Il modello del Triga viene portato alla potenza nominale di 1 MWt e il livello viene mantenuto stabile per circa 6 ore di funzionamento. I valori delle variabili di ingresso e di uscita del modello sono stati riportati insieme ai dati nominali dell'impianto, desunti da **R.S.T. ,** nella **0** .
Si osserva una ottima convergenza dei dati con un errore molto inferiore a 0.5 %

Tabella 4.

| VARIABILI | VALORI NOMINALI (*) | VALORI SIMULATI |
|---|---|---|
| Potenza prodotta ( MW ) | 1 | 1 |
| Flux neutr. max ( n/cm^2*sec ) | 2.7*10^13 | 2.7*10^13 |
| Delta T, h2o core ( °C ) | 20 | 20 |
| T , h2o pozzo ( °C ) | 38-42 | 40 |
| Portata core ( m^3/h ) | 43 | 42.5 |
| Portata primario ( m^3/h ) | 80 | 80 |
| Portata secondario ( m^3/h ) | 182 | 182 |
| Delta T, primario ( °C ) | -10.7 | -10.4 |
| Delta T, secondario ( °C ) | + 4.7 | + 4.7 |

**(*) R.S.T. = Rapporto Sicurezza Triga**

### 5.4.3 Prova Sperimentale a Potenza con Scram Automatico

La prova del 19 ottobre 2010 segna la data di avviamento del reattore TRIGA RC1 dell'ENEA dopo anni di inattività.
Il reattore viene portato alla potenza nominale di 1 MWt e mantenuto in tale livello
per circa 5 ore, seguito successivamente da uno spegnimento rapido automatico di scram per prova strumentazione.

Il modello ha eseguito correttamente la simulazione evidenziando un buon adattamento con i dati sperimentali, riportati insieme ai dati simulati nella Figura 57, Figura 58, Figura 59, Figura 60 della potenza termica e delle temperature del combustibile e dell'acqua di raffreddamento.

Si nota inoltre un buon andamento della potenza di decadimento di Borst-Wheler durante lo scram, che rappresenta una manovra stressante per il reattore e una procedura pesante per il modello.

PROVA SPERIMENTALE 19-10-2010 CON SCRAM AUTOMATICO

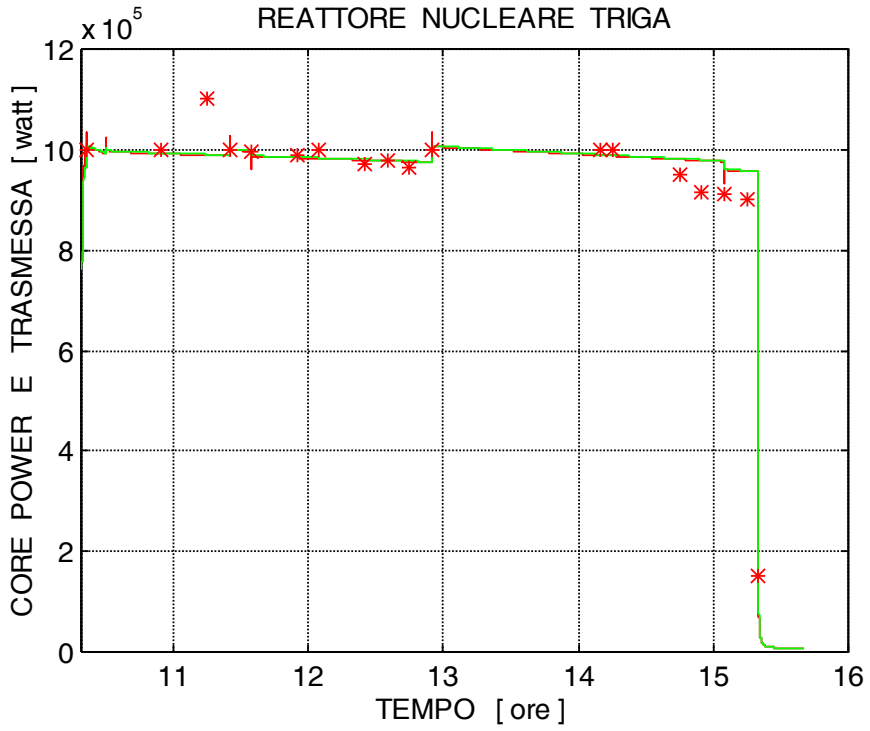



**Figura 57. Potenze prodotta e ceduta all'acqua * = valori sperimentali**

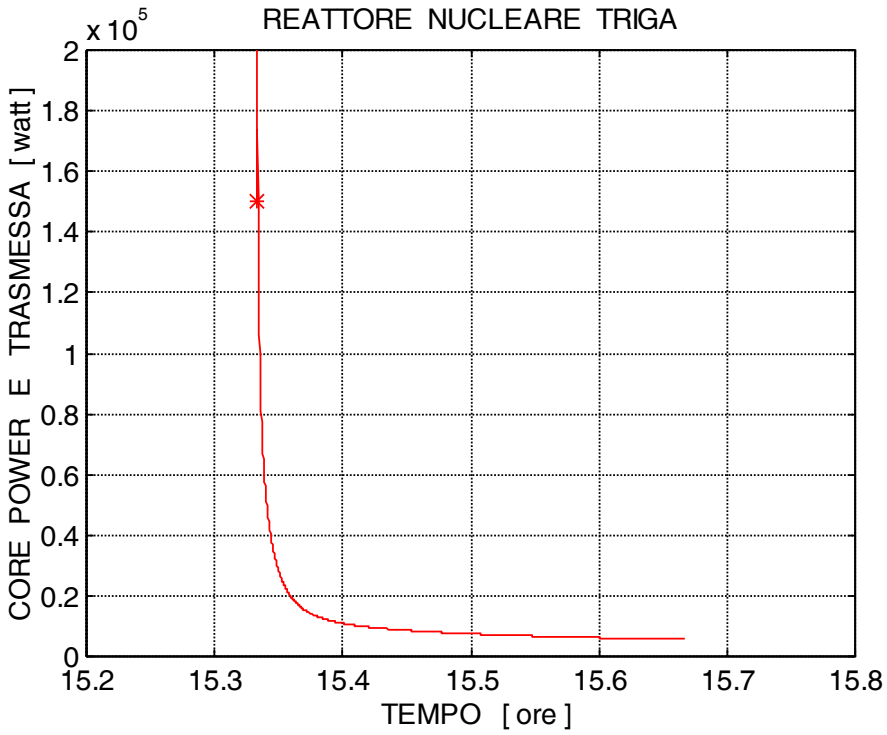



**Figura 58. Particolare potenza decadimento dopo lo scram : Borst-Wheler PROVA SPERIMENTALE 19-10-2010 CON SCRAM AUTOMATICO**

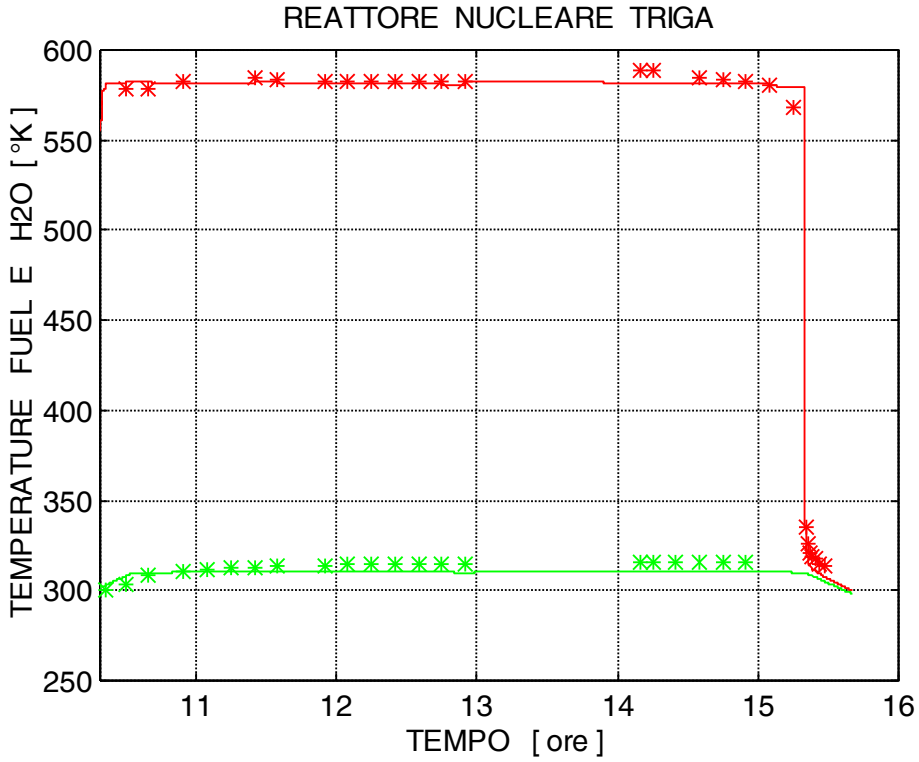



**Figura 59. Temperature combustibile e acqua piscina * = valori sperimentali**

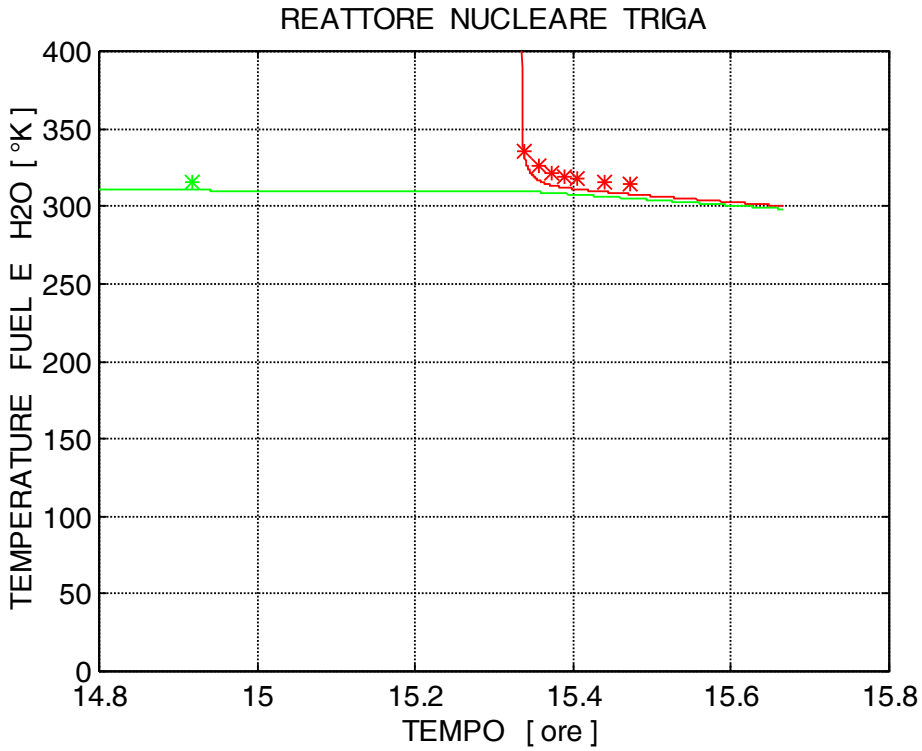



**Figura 60. Particolare temperature combustibile e acqua dopo scram *= valori sperimentali**

### 5.4.4 Simulazione Incidenti di Reattività del Reattore TRIGA-RC dell'ENEA

Il modello riproduce le prove del Rapporto di Sicurezza del Triga relative agli **incidenti di reattività**.
L'obiettivo è verificare l'integrità e la stabilità del combustibile da cui può derivare un incidente severo e verificare il corretto funzionamento del modello anche in questi casi .
Il gradino di reattività può simulare per il reattore TRIGA-RC1 dell'ENEA :

- Caduta di un provino con materiale fissionabile nel nocciolo per guasto alle pinze : da R.S.T. -> reattività max provino = **2 $**
- Espulsione rapida per errore di un provino con materiale assorbitore
- Caduta di un elemento di combustibile fresco :
  da R.S.T. -> reattività rod < reattività provino
- Espulsione barra di controllo con TRIGA-RC1 a potenza per guasto all'apparato di movimentazione .

→ Il R.S.T. afferma che il reattore non raggiunge mai la pronta criticità per effetto della reazione Doppler

A fronte di quanto detto, vengono simulati la caduta di un provino ( 2 $ ) con reattore a potenza max e reattore a potenza zero, il transitorio di espulsione della barra ( punto 4 ) per verificare se il modello non raggiunge la pronta criticità come vuole R.S.T. .

Inserzione gradino 2 $ con reattore a potenza max di 1 MWt :

Il modello raggiunge un picco di potenza di **570 MWt** in circa 20 msec e il nocciolo subisce una variazione istantanea della temperatura media di 170°C → **265°C** Elemento Centrale ( Fattore di Picco = 1.5 )

Da R.S.T. risulta : Pmax = **570 MWt** DT = **270 °C** Elemento Centrale

Inserzione gradino 2 $ con reattore a potenza zero:

Valore simulato : Pmax = **500 MWt** circa da R.S.T. : Pmax = **500 MWt**

Transitorio di espulsione barra

Il modello non raggiunge la pronta criticità : reattività max = 75 cents $ < **1 $**

La Figura 61, Figura 62, Figura 63 si riferiscono al gradino di reattività con reattore a 1 MWt di potenza

### 5.4.5 Simulazione Incidente di Perdita del Refrigerante Reattore TRIGA-RC1 dell'ENEA : Svuotamento Istantaneo della Piscina secondo la General Atomic

Viene simulato il transitorio di Svuotamento Istantaneo della Piscina, secondo la General Atomic, riportato nel Rapporto di Sicurezza del Triga.
In R.S.T. si suppone che il reattore abbia funzionato per un tempo infinito.

Lo svuotamento istantaneo della piscina equivale a uno scram del reattore e il calore di decadimento, dovuto ai raggi gamma e beta, viene asportato dal flusso di aria che investe il nocciolo. Occorre verificare se l'innalzamento della temperatura del nocciolo provochi la fusione degli elementi di combustibile, che costituirebbe un incidente severo

Secondo **R.S.T.** : Tmax Elemento Centrale = **780 °C**

Il modello calcola una Tmedia,max = 440°C del nocciolo a cui corrisponde una
Tmax Elemento Centrale = **796 °C** avendo adoperato nella stima il Fattore di Picco = 1.5

### 5.4.6 Stabilità del Combustibile Reattore TRIGA-RC1dell'ENEA

Le prove incidentali di reattività e di perdita del refrigerante, miranti a verificare l'incolumità delle barre di combustibile, hanno dimostrato quanto segue dal punto di vista meccanico e nucleare.

Meccanica : sollecitazioni termiche

La Temperatura max raggiunta dalla barra più calda è stata di 850 °C circa

1. General Atomic afferma di avere sottoposto le barette a un processo termico ciclico con Tmax = 1000 °C senza osservare rigonfiamenti, che avrebbero indotto nelle guaine forti sollecitazioni

- Il diagramma di fase dell'Idruro di Zirconio per H/Zr = 1.7 assicura che non sono presenti cambiamenti di fase per temperatura, ( **Figura 64** ).
  ( => variazioni di volume )

Nucleare : produzione di idrogeno

La potenziale produzione di idrogeno nelle barrette risulta da calcoli ( General Atomic ) trascurabile rispetto all'idrogeno presente sotto forma di idruro

=> Coefficiente Doppler non viene influenzato

INCIDENTE DI REATTIVITA'

Reattore a potenza di 1 MW ← gradino reattività = 200 cents $

RUN2 : Fuchs **( tau=10^-6 e tauone = 10^-3 sec )**

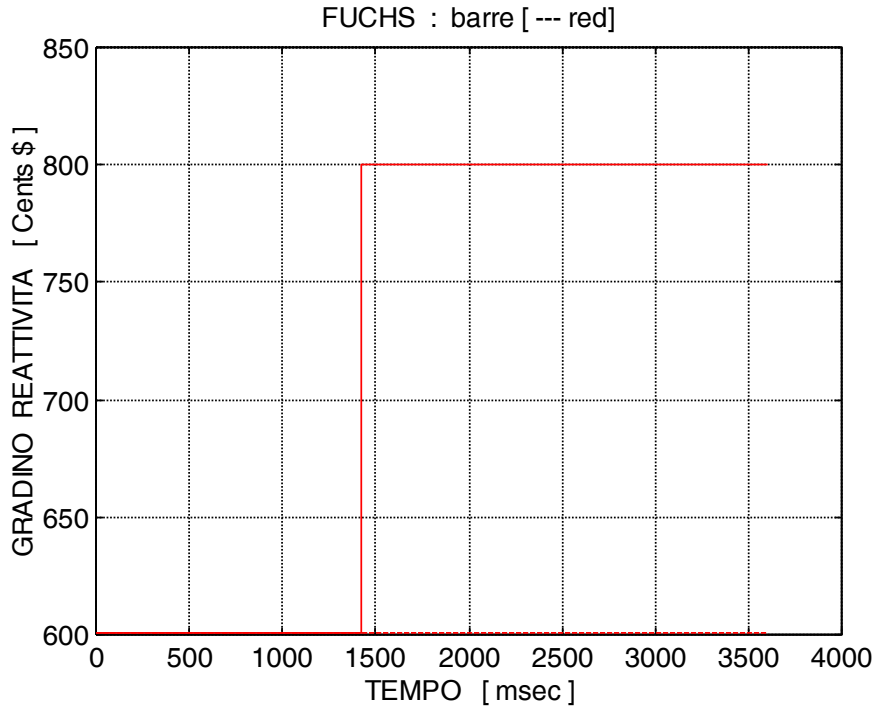



**Figura 61. Il gradino di reattività : caduta provino**

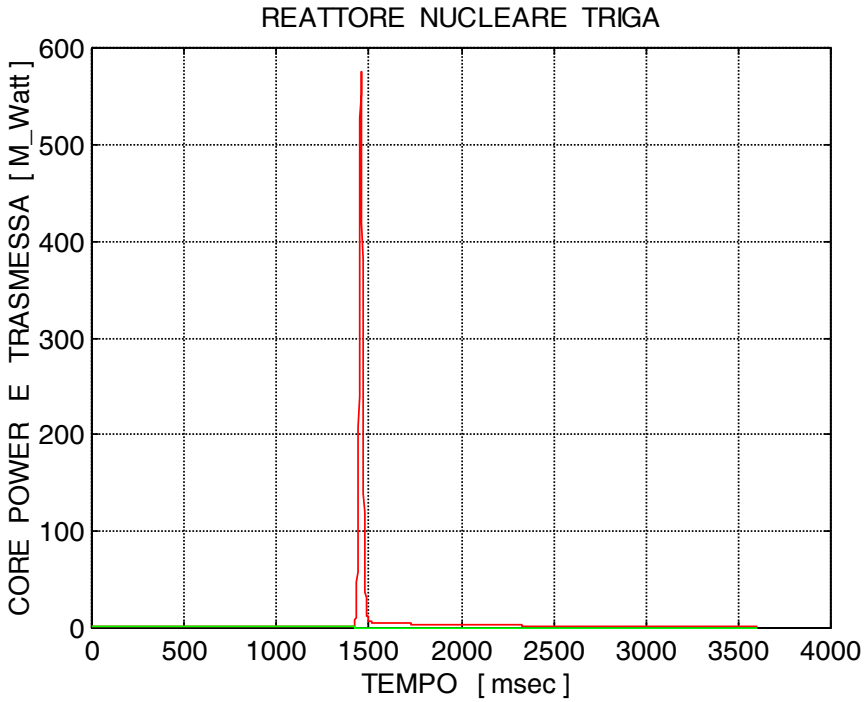



**Figura 62. Risposta del reattore nel dominio del tempo**

**( da R.S.T. : Pmax = 570 MW )**

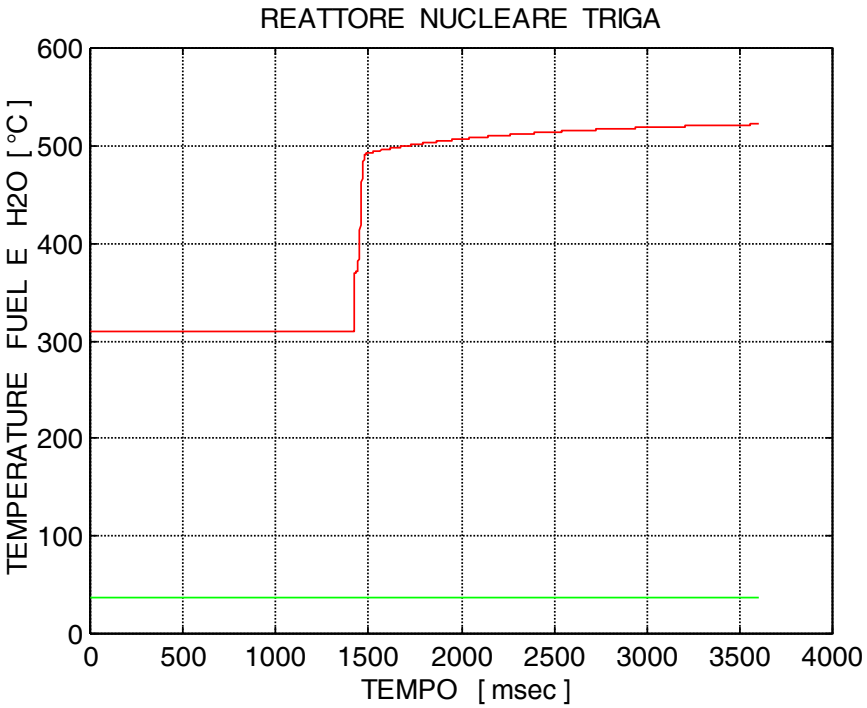



**Figura 63. Variazione istantanea temperatura media combustibile : 170 °C**

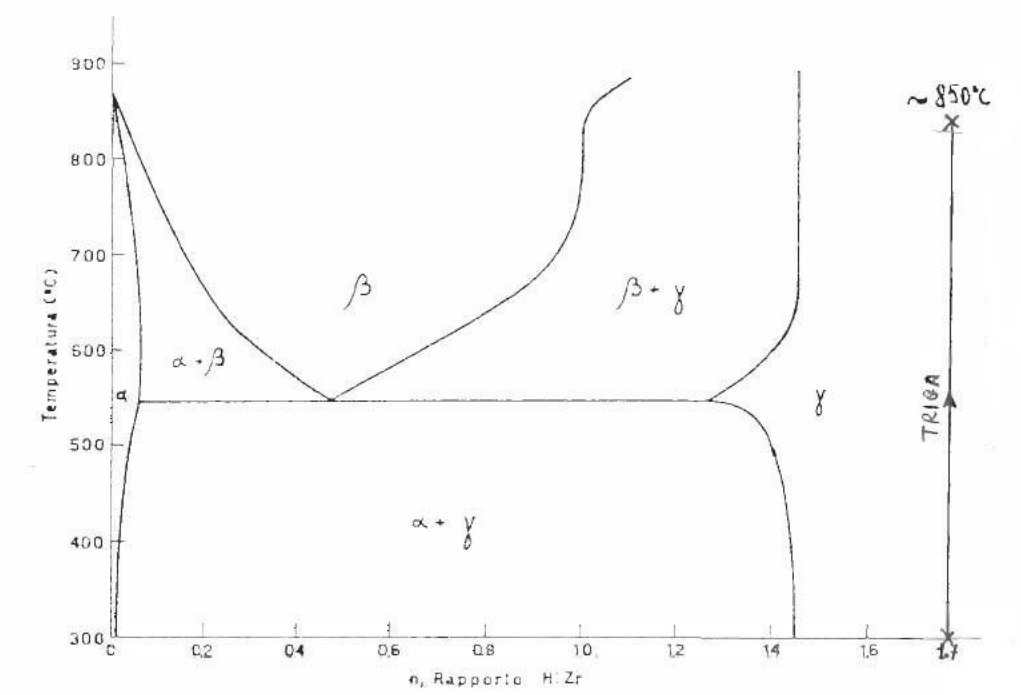



**Figura 64. Diagramma di fase dell'Idruro di Zirconio**

### 5.4.7 Lineamenti di progetto del modello del reattore nucleare TRIGA RC1 dell'ENEA basato sui codici Helios-2 e Relap5

Vengono presentati i lineamenti di progetto del nuovo modello TRIGA basato sui codici Helios-2 e Relap5 : aspetti teorici, obiettivi, struttura, variabili di ingresso e di uscita, ecc. . Si fa riferimento in questo caso al primo modello dinamico del reattore TRIGA RC1 sviluppato in ambiente Matlab dal Lab. SIMING dell'ENEA.

Pertanto gli obiettivi del nuovo modello si identificheranno con quelli del precedente, molte ipotesi di base rimarranno inalterate e la struttura risulterà simile.

Gli obiettivi del modello

Il modello viene progettato per simulare la dinamica del reattore e interiorizzare i processi :

- Avviamento, salita e discesa a potenza, variazione del livello di potenza, manovra normale di spegnimento e di emergenza ecc.
- Regime stazionario
- Scram automatico e/o manuale del reattore
- Transitori dovuti a incidenti

Necessario

- Visite impianto
- Il Rapporto di Sicurezza del TRIGA RC-1
- Conoscenza dell'impianto ( data sheet, disegni costruttivi, ecc. ) , parametri del combustibile e dei materiali ecc.
- Dati sperimentali ( reattività, flusso, temperature …)
- Un interlocutore del personale d'impianto del reattore

La struttura del modello

Viene qui riportata la struttura del modello Matlab del reattore Triga allo scopo di evidenziare le tematiche che si incontreranno nello sviluppo del nuovo modello ENEA.
Il primo modello del TRIGA è costituito da un insieme di modelli dei componenti del reattore connessi tra loro che si scambiano dati e informazioni :

- Il modello neutronico-termoidraulico del nocciolo del reattore
- Il modello di movimentazione delle barre di controllo
- Il modello del Sistema di Controllo della velocità delle barre
- I modelli della dinamica del Iodio-Xenon e Promezio-Samario-> reattività Xe
- Il modello del sistema di sicurezza -> scram automatico del reattore
- Le subroutine delle manovre manuali di spegnimento del reattore per emergenza : scram e rientro barre manuali
- La subroutine per il calcolo del periodo stabile
- Il modello della potenza di decadimento a fronte dello spegnimento del
- reattore : la funzione di Borst-Wheller
- Il modello degli scambiatori di calore per il trasferimento del calore prodotto all'ambiente ( reattore sperimentale )

Nella Figura 65 è riportato lo schema a blocchi del primo modello del reattore nucleare TRIGA RC-1 .

Ambiente di Sviluppo

Verranno applicati i codici HELIOS-2 della società proprietaria Studsvik Scandpower e il codice RELAP5 prodotto da Idaho National Laboratori USA .

Il codice HELIOS-2 è un codice di neutronica di cella che sarà impiegato per generare il termine di sorgente ( data base di dati nucleari relativi agli intervalli di lavoro del reattore : temperature, potenze, ecc. ) necessario al codice RELAP5.

Il codice RELAP5 verrà invece impiegato per simulare la parte neutronica del nocciolo ( cinetica puntiforme a due gruppi di energia : termico e veloce ) e la parte convenzionale dell'impianto TRIGA.

I due codici vengono impiegati solitamente per simulare Impianti Nucleari di Potenza.
I codici sono in possesso dell'ENEA e le caratteristiche saranno presentate nei paragrafi successivi.

Parte sperimentale

Le numerose prove sperimentali simulate dal modello Matlab del reattore Triga potranno essere di riferimento per il nuovo modello Triga che si vuole sviluppare, oltre a nuove prove sperimentali proponibili.

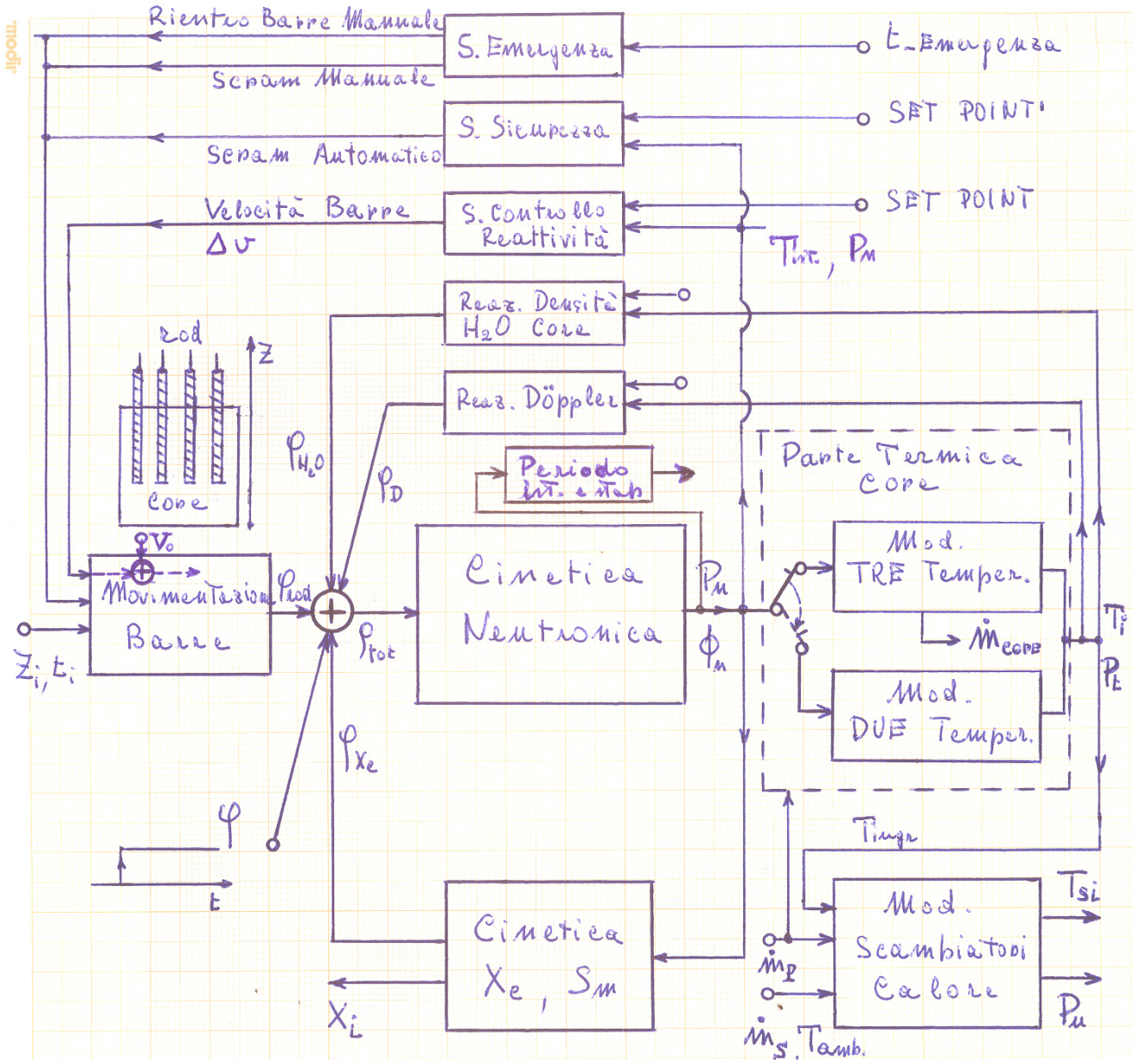



**Figura 65. Schema a blocchi del primo Modello del Reattore TRIGA RC-1 sviluppato in ambiente Matlab**

## 5.5 Simulatori per reattori di Ricerca: TRIGA Pavia

Diversi simulatori sono stati sviluppati per la modellazione del reattore di ricerca TRIGA di Pavia. Grazie alla disponibilità di dati sperimentali di vari transitori, questi simulatori sono stati creati allo scopo di validare gli approcci modellistici utilizzati per i reattori ancora in fase di progettazione, soprattutto per quanto riguarda la dinamica dell'impianto. In questa sezione verranno brevemente descritti i simulatori sviluppati o disponibili presso il Politecnico di Milano

### *Modello MATALB/Simulink*

Il primo modello sviluppato al Politecnico di Milano per il comportamento dinamico del reattore TRIGA è stato sviluppato in ambiente MATLAB/Simulink 36. Il modello zero dimensionale è stato validato attraverso il confronto con i dati sperimentali raccolti presso il L.E.N.A. e successivamente è stato utilizzato per studiare il controllo automatico della potenza del reattore.

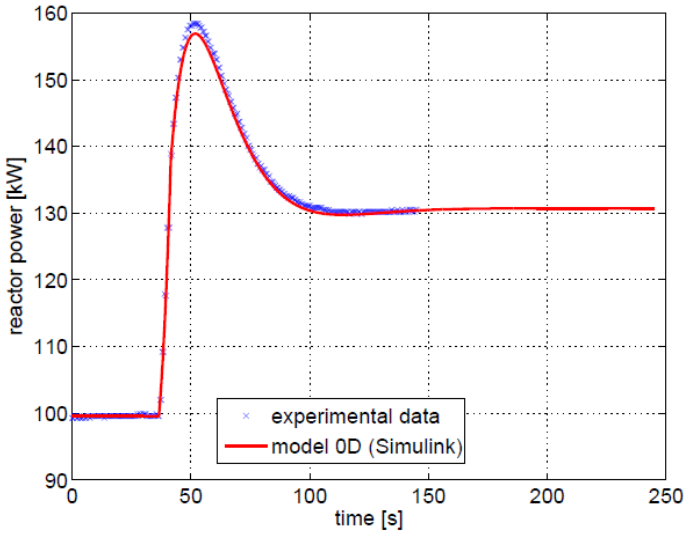



**Figura 66. Confronto tra dati sperimentali e modello Simulink del reattore TRIGA, variazione della potenza a seguito di un inserzione di reattività pari a 142 pcm.**

La neutronica è stata descritta utilizzando la teoria della cinetica puntiforme, considerando un gruppo di energia e sei gruppi di precursori di neutroni ritardati. Per quanto riguarda la termoidraulica sono state considerate due regioni distinte: combustibile e termovettore. Lo scambio termico tra queste due regioni (conduttivo e convettivo) è stato modellizzato mediante l'utilizzo di un coefficiente globale di scambio termico. In particolare, per tenere conto dell'effetto della circolazione naturale, il coefficiente globale di scambio termico è stato considerato in funzione della portata d'acqua che attraversa il nocciolo. Quest'ultima è stata descritta utilizzando l'approssimazione di Boussinesq per l'effetto di galleggiamento. Infine, la capacità termica del combustibile è stata considerata in funzione della temperatura del combustibile utilizzando una relazione fornita dalla General Atomics.
Avendo a disposizione un modello del nocciolo del TRIGA in grado di descrivere il comportamento dinamico del reattore è stato possibile studiare il controllo automatico della potenza. Quest'ultimo avviene in configurazione ad anello chiuso, implementando una logica di controllo a relè ad una sola soglia, senza isteresi, che aziona il motore della barra di controllo.

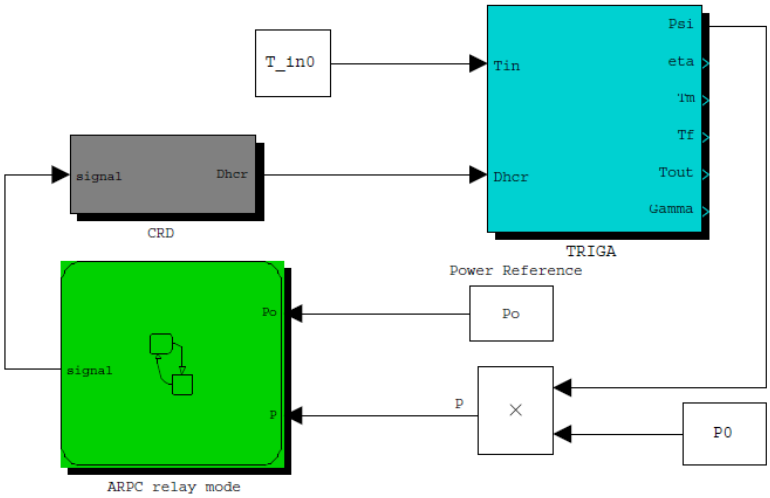



**Figura 67. Modello Simulink del reattore e del controllore**

*Modello Object-Oriented*

Successivamente al primo, un secondo modello del comportamento dinamico del reattore TRIGA è stato sviluppato, utilizzando l'approccio orientato agli oggetti, implementato mediante linguaggio Modelica 37.

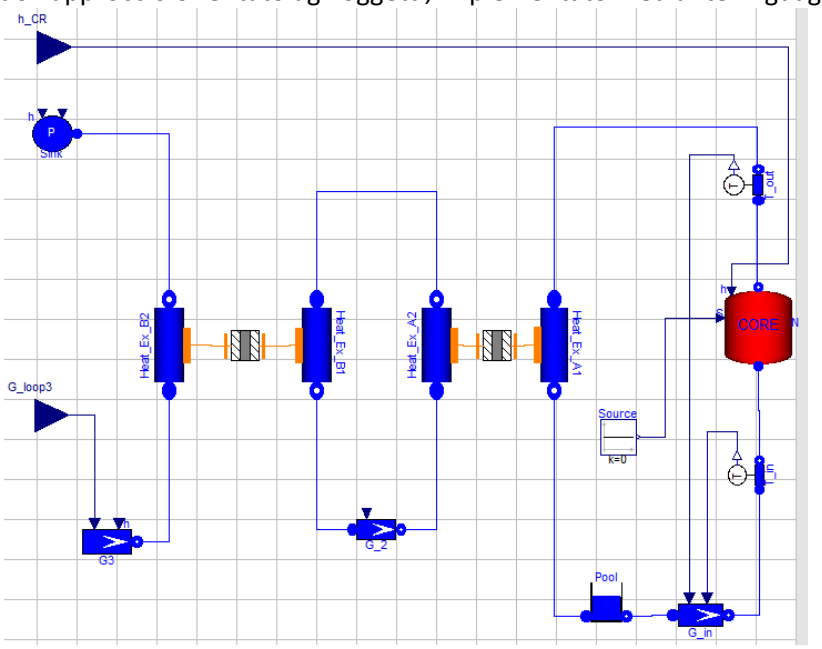



**Figura 68. Modello Object-oriented del reattore TRIGA di Pavia.**

Questo modello permette una descrizione più avanzata dell'impianto, grazie alla modellazione orientata ai componenti, permettendo di descrivere l'intero impianto, incluso il sistema di rimozione del calore.
Il componente che rappresenta il nocciolo del reattore contiene una serie di sottocomponenti legati fra loro per mezzo di interfacce rigorosamente definite, consentendo di rappresentare le interazioni fra i diversi fenomeni fisici che hanno luogo nel sistema. Le equazioni che governano la circolazione naturale sono state implementate in un componente che governa la portata massica che fluisce attraverso i canali di potenza, in base al gradiente di temperatura esistente fra le flange di ingresso e di uscita. I circuiti di raffreddamento secondario e terziario sono modellati usando una configurazione semplificata per gli scambiatori: la versione adottata, a tubi concentrici, permette di ricreare la dinamica dello scambio termico senza una

eccessivo sforzo modellistico. Il modello è stato validato con i dati sperimentali, mostrando ancora una volta un buon accordo e confrontato con il precedente modello zero dimensionale, evidenziando le differenze tra un approccio causale (Matlab/Simulink) e uno acausale (Modelica).

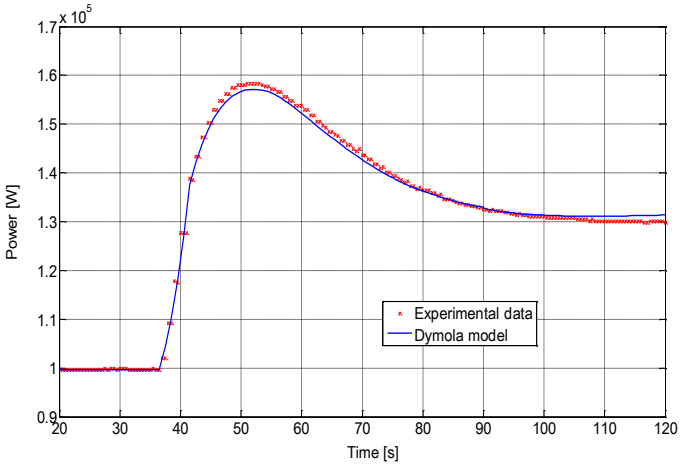



**Figura 69. Confronto tra dati sperimentali e modello Object-oriented del reattore TRIGA, variazione della potenza a seguito di un inserzione di reattività pari a 142 pcm.**

*Codice Triglav*

Il codice TRIGLAV è stato sviluppato dal "Jožef Stefan Institute" di Ljubljana, Slovenia per analisi neutroniche di nocciolo per reattori TRIGA Mark II 38. É un codice deterministico basato sull'approssimazione diffusiva della teoria del trasporto a quattro gruppi energetici. Le costanti di gruppo per tutte le celle unitarie sono calcolate mediante il codice di trasporto WIMS. Le sue applicazioni riguardano calcoli di bruciamento, analisi dei flussi neutronici e della distribuzioen di potenza.

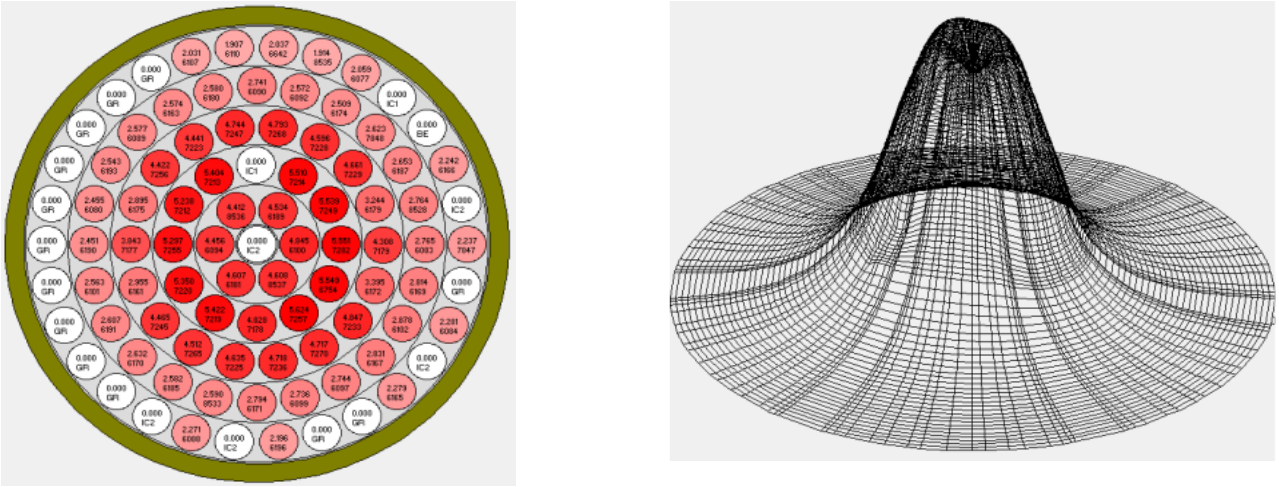


**Figura 70. Distribuzione di potenza per elemento di combustibile (sinistra) e distribuzione di flusso neutronico (gruppo veloce, destra) ottenuti con il codice TRIGLAV**

*Software Comsol Multiphysics*

Attualmente si sta studiando l'utilizzo di altri strumenti per la simulazione del reattore TRIGA, al fine di dare una descrizione più accurata del comportamento dinamico del reattore. Principalmente sono stati investigati due strumenti, il primo dei quali è il software COMSOL Multiphysics attraverso il quale si vuole modellare il reattore attraverso un approccio multifisico. Questo consiste nel risolvere simultaneamente nello stesso ambiente di calcolo il sistema di equazioni alle derivate parziali che descrivono le differenti fisiche del sistema. Questo approccio si differenzia da un classico accoppiamento di codici diffuso in ambito nucleare in cui due differenti codici (ad es PARCS per la neutronica e RELAP per la termoidraulica) si scambiano i dati come condizioni al contorno. Rispetto a questo approccio, un modello multifisico garantisce un'accuratezza più elevata in quanto le non-linearità vengono risolte in un unico passo temporale.

**Neutronics**

$$\frac{1}{v_g}\frac{\partial \phi_g}{\partial t} = \nabla \cdot D_g \nabla \phi_g - \Sigma_{a,g}\phi_g - \sum_{g' \neq g}\Sigma_{s,gg'}\phi_g + \sum_{g' \neq g}\Sigma_{s,g'g}\phi_{g'} + (1-\beta)\chi_{p,g}\sum_{g'=1}^{6}(\nu\Sigma_f)_{g'}\phi_{g'} + \sum_{i=1}^{8}\chi_{d,g}\lambda_i c_i$$

**Precursor balance**

$$\frac{\partial c_i}{\partial t} = -\lambda_i c_i + \beta_i \sum_{g=1}^{8}(\nu\Sigma_f)_g \phi_g$$

**Energy balance**

$$\rho C_p \frac{\partial T}{\partial t} + \nabla \cdot (-K\nabla T) = Q$$

$$\rho C_p \frac{\partial T}{\partial t} + \nabla \cdot \left(-(K + K_t)\nabla T\right) = Q + \rho C_p \mathbf{v} \cdot \nabla T$$

**Solid Mechanics**

$$\rho \frac{\partial^2 \mathbf{u}}{\partial t^2} = \nabla \cdot \boldsymbol{\sigma}$$

$$\mathbf{E} = \frac{1}{2}\left[(\nabla \mathbf{u}) + (\nabla \mathbf{u})^T\right]$$

$$\boldsymbol{\sigma} = \mathbf{C} : \left(\mathbf{E} - \alpha_{th}(T - T_{ref})\mathbf{I}\right)$$

**Fluid dynamics**

$$\rho \frac{\partial \mathbf{v}}{\partial t} + \rho(\mathbf{v} \cdot \nabla)\mathbf{v} = \nabla\left[-p\mathbf{I} + (\eta + \eta_t)\cdot\left(\nabla \mathbf{v} + (\nabla \mathbf{v})^T - \frac{2}{3}\rho k\mathbf{I}\right)\right]$$

$$\nabla \cdot \mathbf{v} = 0$$

$$\rho \frac{\partial k}{\partial t} + \rho \mathbf{v} \cdot \nabla k = \nabla \cdot \left[\left(\eta + \frac{\eta_t}{\sigma_k}\right)\nabla k\right] - \rho\varepsilon + \eta_t\left[\nabla \mathbf{v} : \left(\nabla \mathbf{v} + (\nabla \mathbf{v})^T\right)\right]$$

$$\rho \frac{\partial \varepsilon}{\partial t} + \rho \mathbf{v} \cdot \nabla \varepsilon = \nabla \cdot \left[\left(\eta + \frac{\eta_t}{\sigma_k}\right)\nabla \varepsilon\right] - \frac{C_{\varepsilon 2}\rho\varepsilon^2}{k} + C_{\varepsilon 1}\frac{\varepsilon}{k}\eta_t\left[\nabla \mathbf{v} : \left(\nabla \mathbf{v} + (\nabla \mathbf{v})^T\right)\right]$$

**Figura 71. Possibile set di equazioni che possono essere implementate in COMSOL per la simulazione multifisica di un reattore.**

Il software permette di utilizzare alcuni moduli già esistenti (ad esempio quello riguardante la fluidodinamica) ma anche di implementare moduli creati ad hoc (come per esempio è stato fatto per la neutronica dove si è implementata l'equazione della diffusione).

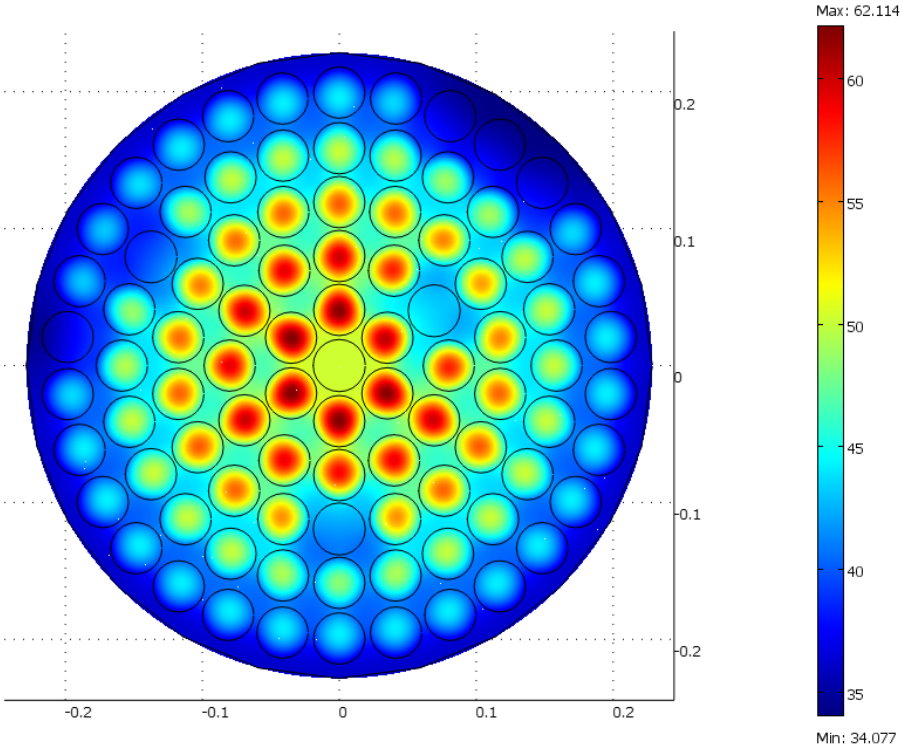



**Figura 72. Distribuzione di temperatura all'uscita del nocciolo nel reattore TRIGA ottenuto con COMSOL.**

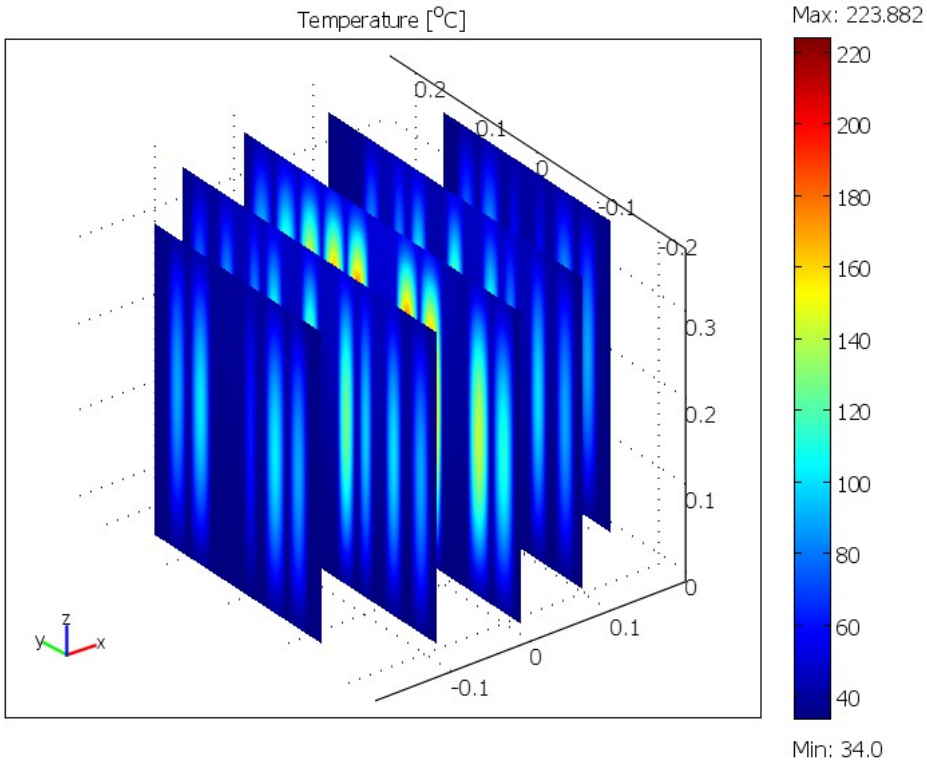



**Figura 73. Sezione verticali rappresentanti la distribuzione di temperatura nel piano y,z.**

# 6 Conclusioni

Questa sezione sintetizza i risultati complessivi del lavoro e riporta eventuali raccomandazioni per possibili ulteriori sviluppi della ricerca.

Nel Task C2 si è studiato il problema della prevedibile evoluzione dei simulatori di impianti nucleari a valle dell'incidente alla centrale di Fukushima e dei conseguenti recenti studi (Stress Tests) che hanno già condotto a delle conclusioni di tipo pratico ed organizzativo su possibili miglioramenti agli impianti esistenti ed in progettazione nel breve e medio termine, ma che promettono di favorire una significativa evoluzione del progetto dei reattori nucleari e della loro gestione nei decenni a venire con importanti implicazioni per le caratteristiche ed il ruolo dei Simulatori di Impianto. Mentre l'attività di ricerca condotta per il PAR 2009 presentava primariamente una analisi delle funzionalità e caratteristiche tecniche dei simulatori di ingegneria attuali, in questo lavoro si è cercato di guardare al futuro probabile - o almeno plausibile - cercando di comprendere in che modo la prevedibile evoluzione delle tecnologie e delle normative per gli impianti nucleari – anche e soprattutto alla luce delle 'lessons learned' da Fukushima – si rifletterà sul futuro dei futuri simulatori sia di tipo ingegneristico che di addestramento.

Il report - che descrive le attività svolte in collaborazione con il Politecnico di Milano - inizia proprio dall'analisi dei risultati degli Stress Tests. Questo impressionante lavoro di verifica svolto in Europa in circa un anno ha messo in luce aree di auspicabile potenziamento delle caratteristiche di sicurezza intrinseca, attiva e passiva degli impianti nucleari, mettendo in continuazione l'accento sulla problematica relazione tra gli eventi naturali di eccezionale portata e la resistenza (resilienza) degli impianti. In tale contesto siamo andati a tener conto delle risultanze a livello UE-ENSREG, IAEA, USNRC e autorità giapponesi.

Con il successivo capitolo 3 si è cercato di prevedere quali potrebbero essere i reattori di maggior interesse nel breve, medio e lungo periodo sia per l'Italia che per il mondo industrialmente più sviluppato e facente ricorso all'energia nucleare, o per quei paesi, europei e non, che vorrebbero svilupparsi anche in termini di disponibilità di energia pulita, a bassissima emissione di gas serra, ed a costo accessibile. Sotto tale ottica si sono considerati alcuni tra i progetti più promettenti delle ultime generazioni (denominate 'Gen III' e 'III+' ), della innovativa classe di reattori denominati SMR (Small Modular Reactors) e tra i futuri reattori della IV generazione. Infatti le 'lezioni imparate' da Fukushima (che continueranno ad essere elaborate ed approfondite per almeno una decina di anni) inevitabilmente avranno ricadute su tutte le 'generazioni' impiantistiche attualmente definite, da quelle 'attuali' a quelle che forse verranno realizzate tra 20 o 30 anni. Con riferimento a tali tipologie di reattori sono stati affrontati aspetti spiccatamente di simulazione, cercando di comprendere per quali filiere potrebbero essere necessari i maggiori sforzi evolutivi nella realizzazione sia di simulatori di addestramento che di simulatori di 'ingegneria'. La overview sui reattori di più probabile futuro interesse non ha dimenticato il settore dei reattori di ricerca anche in virtù della disponibilità in ENEA di un impianto termico TRIGA e del reattore veloce Tapiro.

Una volta definiti i potenziali 'oggetti' delle future attività di simulazione, si è analizzato il menu di attività evolutive nella simulazione che sembra discendere per logica direttamente dalle 'lessons' imparate da Fukushima ed in particolare dalle raccomandazioni recentemente pubblicate da ENSREG per conto della CE nel documento di final review degli stress tests sui reattori europei (v. cap. 4). Si è così potuta constatare la crescente rilevanza che avrà nel futuro la considerazione degli eventi naturali estremi (terremoti, tsunami, eventi meteo eccezionali) che dovrà trovare un riscontro sia nelle normative che negli strumenti di calcolo per progettazione e verifica di sicurezza, e dunque un posto anche nei futuri simulatori.

Combinando infine le conclusioni sui possibili reattori con quelle sulle prevedibili innovazioni nella simulazione si è conclusa la ricerca tentando di definire le prospettive di realizzazione di simulatori avanzati ('Enhanced Engineering Simulators') in cui ENEA potrebbe avere un ruolo significativo ed estremamente multi-disciplinare. Infatti l'incidente di Fukushima ha messo in evidenza come il campo delle relazioni critiche tra eventi naturali estremi e comportamento delle centrali nucleari nel loro complesso (e non di semplici e singoli reattori visti come monadi isolate dall'ambiente e dai sistemi in prossimità) è stato poco sviluppato in passato e ridotto talvolta all'utilizzo di semplici formule o codici di moderata accuratezza, per

verificare forse sbrigativamente i margini di sicurezza rispetto ad eventi naturali magari 'in linea' con il passato storico, ma senza investigare a fondo eventi più rari e ritenuti fuori dai limiti di progetto.
E' ora ragionevole immaginare un futuro di progettazione e verifiche di sicurezza in cui i reattori nucleari vengano visti in modo integrato a livello di centrale, e prevedere che molta più tecnologia e conoscenza vengano sfruttate per tener conto anche di eventi estremi capaci di avere impatti al di là dei limiti di progetto così come oggi definiti. Una evoluzione dei simulatori quindi dovrà muoversi verso la considerazione 'integrata' delle centrali e dell'ambiente circostante, sia nel senso 'classico' della stima accurata dei possibili danni che i rilasci di radioattività possono provocare ad ambiente e popolazioni circostanti, sia nel senso di valutare al meglio gli effetti degli eventi naturali estremi (terremoti, tsunami, inondazioni, uragani e tornado…) sia sul 'cuore' della centrale (sistema reattore e suo contenimento) che su quelle parti talvolta ritenute meno critiche (reti elettriche, sistemi secondari, pozzi termici) la cui messa fuori uso (specialmente se 'multipla') può risultare altrettanto fatale che un 'progettato' incidente di rottura nel circuito primario di raffreddamento.

# 7 Riferimenti bibliografici

1. IAEA Mission Report. "IAEA international fact finding expert mission of the Fukushima Dai-ichi NPP accident following the great east Japan earthquake and tsunami". June 2011.
2. Nuclear Emergency Response Headquarters, Governement of Japan. "Additional Report of the Japanese Government to the IAEA: The accident at TEPCO's Fukushima Nuclear Power Stations". II report, September 2011.
3. United States Nuclear Regulatory Commission. "Recommendations for enhancing reactor safety in the 21th century. The near-term task force review of insights from the Fukushima Dai-ichi accident". July 2011.
4. Conclusioni del Consiglio Europeo 24/25 marzo, EUCO 10/11 Punto 31.
5. ENSREG. "Declararion of ENSREG, Annex I: EU Stress Tests specification"
6. ENSREG Stress test peer review board. "Peer review report, stress tests performed on European nuclear power plants". April 2012
7. US NRC "Accident Source Terms for Light Water Nuclear Power Plants", NUREG 1465,1995
8. David I. Chanin, Mary L. Young, "Code Manual for MACCS2: Volume 1, User's Guide" Sandia Report SAND97-0594, 1997
9. J. J. DiNunno et. Al., "Calculation of Distance Factors for Power and Test Reactor Sites", US NRC TID-14844, 1962
10. CSNI NEA, "Source Term Assessment, Containment Atmosphere Control Systems and Accident Sequences", 1987
11. Bennet, SANDIA, "MACCS2 example input data for SURRY NPP", 1986
12. US NRC, "Alternative Radiological Source Terms For Evaluating Design Basis Accidents At Nuclear Power Reactors", Regulatory Guide 1.183, 2000
13. FZK Karlsruhe (now KIT) "The Rodos System", Brochure, 2005
14. Dave Lochbaum, "Le lezioni di Fukushima" (29 marzo 2011)
15. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, "Safety of Nuclear Power Plants: Design", IAEA Safety Standards Series No. NS-R-1, IAEA, Vienna (2000).

16. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, "Safety of Nuclear Power Plants: Operation", IAEA Safety Standards Series No. NS-R-2, IAEA, Vienna (2000).
17. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, "Safety Assessment for Facilities and Activities", IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 4, IAEA, Vienna (2009).
18. Accordo di programma ENEA-MSE: tema di ricerca "Nuovo nucleare da fissione":
19. "Caratteristiche funzionali e tecniche dei futuri simulatori ingegneristici", NNFISS - LP2 - 057, Settembre 2011
20. A. Cammi et al. An object-oriented approach to simulation of IRIS dynamic response. Progress in Nuclear Energy 53 (2011) 48-58.
21. S. Bortot, A. Cammi, S. Lorenzi, R. Ponciroli. Modeling Approaches for Dynamic Analyses of Innovative SMRs Compact Steam Generators Transaction of the American Nuclear Society, Embedded Topical Meeting of the ANS Winter Meeting "1st Annual ANS SMR 2011 Conference", Washington, DC, USA
22. R. Ponciroli, S. Bortot, S. Lorenzi, A. Cammi. Development of an Object-Oriented Dynamics simulator for a LFR DEMO. International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP '12), Chicago, USA, American Nuclear Society (CD-ROM)
23. GIF DOE-GIF, 2002. A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems. Technical Report GIF-002-00, GIF.
24. IEA/NEA, 2010. Technology Roadmaps Nuclear Energy, 2010 Edition. International Energy Agency and OECD Nuclear Energy Agency, Paris, 2010.
25. Bouchard, J and Bennet, R. A new generation of nuclear to lead the way. Energy Focus, Spring 2009
26. Alemberti A. et al. "From ELSY to LEADER". Transaction of European Nuclear Conference ENC 2010, Barcellona, June 2010.
27. L. Mansani, "System Configuration for LFR", Proceedings of the 2nd HeLiMnet International Workshop: Liquid Metal Fast Reactors: Issues and Synergies, Aix-en-Provence, France, October 4-7, 2011.
28. D. De Bruyn et al. "MYRRHA, the Multi-purpose Hybrid Research Reactor for High-tech Applications". Proceedings of International Conference on Advances in Nuclear Power Plants, ICAPP 2011, Nice, France, May 2-5, 2011.
29. P. Baeten "Myrrha, a flexible fast spectrum irradiation facility", Proceedings of the 2nd HeLiMnet International Workshop: Liquid Metal Fast Reactors: Issues and Synergies, Aix-en-Provence, France, October 4-7, 2011.
30. Rapporto di Sicurezza del Reattore TRIGA-RC1 dell'ENEA
31. Carlo Innarella. Seminario " Il Modello Dinamico del Reattore Nucleare
32. TRIGA-RC1 dell'ENEA ". ENEA C.R.CASACCIA , Dicembre 2011
33. Carlo Innarella . Il modello del reattore BWR4 di Caorso. Implementazione su calcolatore analogico. Rapp. Tecnico Anno 1986
34. A. Borio di Tigliole et al."Benchmark evaluation of reactor critical parameters and neutron fluxes distribution at zero power for the TRIGA Mark II reactor of the University of Pavia using the Monte Carlo code MCNP", (2010) Progress in Nuclear Energy 52(5), pp. 494 – 502.
35. A. Borio di Tigliole et al. "Preliminary Triga Fuel Burn-up evaluation by means of Monte Carlo code and computation based on total energy released during reactor operation". PHYSOR 2012 –

Advances in Reactor Physics – Linking Research, Industry, and Education, Knoxville, Tennessee, USA, April 15-20, 2012

36. Andrea Fusar Poli. “Modelling and Control of TRIGA Mark II Reactor”. Tesi di Laurea Specialistica Politecnico di Milano, 2008/2009.
37. R. Ponciroli. “Modellistica orientate agli oggetti del reattore TRIGA MARK II dell’università di Pavia”. Tesi di Laurea Specialistica Politecnico di Milano, 2009/2010.
38. A. Peršič, M. Ravnik, S. Slavič, T. Žagar. “TRIGLAV AProgram Package for Research Reactor Calculations”. TRIGLAV Program Manual, “Jožef Stefan Institute” Reactor Physics Division, Ljubljana, Slovenia.
39. E. Negrenti, F. D’Auria “Progettazione simulatori incidentali per sistemi integrati di gestione di incidenti nucleari “ NNFISS – LP2 095 ENEA 2012
40. Modelica Association web site http://www.modelica.org/.
41. Fritzson, P. Principles of Object-Oriented Modeling and Simulation with Modelica 2.1, Wiley-IEEE Press, 2004.
42. Mattsson, S.E., Elmqvist, H., Otter, M. Physical system modeling with Modelica. Control Engineering Practice, 6, 501-510, 1998.
43. OpenModelica Project, http://www.openmodelica.org/
44. Dymola User’s Manual. Dynasym AB.
45. MathModelica User’s Manual. Mathcore Engineering AB.
46. F. Casella, A. Leva. Modelica open library for power plant simulation: design and experimental validation Proceedings of Modelica Conference 2003, Linköping, Sweden, Nov. 3‑4 (2003), pp. 41‑50
47. F. Casella, A. Leva. Modelling of thermo-hydraulic power generation processes using modelica Mathematical and Computer Modeling of Dynamical Systems, 12 (1) (2006), pp. 19‑33
48. http://www.westinghousenuclear.com/smr/index.htm
49. http://www.westinghousenuclear.com/smr/fact_sheet.pdf
50. http://www.neimagazine.com/story.asp?storyCode=2062201
51. http://www.iaea.org/NuclearPower/Downloads/Technology/meetings/2011-Jul-4-8-ANRT-WS/3_USA_mPOWER_BABCOCK_DELee.pdf
52. http://www.babcock.com/products/modular_nuclear/
53. http://www.nrc.gov/reactors/advanced/mpower.html
54. http://www.gen4energy.com/
55. http://www.nrc.gov/reactors/advanced/hyperion.html
56. http://www.neimagazine.com/story.asp?sectioncode=132&storyCode=2054283
57. Brian S. Triplett, Eric P. Loewen, Brett J. Dooies, "PRISM: A Competitive Small Modular Sodium-Cooled Reactor", Nuclear Technology / Volume 178 / Number 2 / Pages 186-200 May 2012
58. http://www.powermag.com/nuclear/PRISM-A-Promising-Near-Term-Reactor-Option_3887.html
59. http://www.usnuclearenergy.org/PDF_Library/_GE_Hitachi%20_advanced_Recycling_Center_GNEP.pdf
60. US NRC “Accident Source Terms for Light Water Nuclear Power Plants”, NUREG 1465,1995

61. David I. Chanin, Mary L. Young, “Code Manual for MACCS2: Volume 1, User’s Guide” Sandia Report SAND97-0594, 1997
62. J. J. DiNunno et. Al., “Calculation of Distance Factors for Power and Test Reactor Sites”, US NRC TID-14844, 1962
63. CSNI NEA, “Source Term Assessment, Containment Atmosphere Control Systems and Accident Sequences”, 1987
64. Bennet, SANDIA, “MACCS2 example input data for SURRY NPP”, 1986
65. US NRC, “Alternative Radiological Source Terms For Evaluating Design Basis Accidents At Nuclear Power Reactors”, Regulatory Guide 1.183, 2000
66. FZK Karlsruhe (now KIT) “The Rodos System”, Brochure, 2005
67. A. Annunziato - THE TSUNAMI ASSESSMENT MODELLING SYSTEM BY THE JOINT RESEARCH CENTRE European Commission - Joint Research Centre Via Fermi 1, 21020 Ispra, Italy
68. ENSERG “Peer Review Report – Stress tests performed on European Nuclear Power Plants”. May 2012
69. IEEE Xplore - Modeling the 2011 Tohoku-oki tsunami and its impacts on Hawaii
70. S. Tinti, I. Gavagni, A. Piatanesi “A finite-element numerical approach for modeling tsunamis” http://www.mendeley.com/import/?url=http://www.annalsofgeophysics.eu/index.php/annals/article/view/4189

# 8 Appendice : Executive summary della final review ENSREG sugli stress test in Europa.

**General context**

Following the severe accidents which started in the Fukushima Dai-ichi NPP on 11 March 2011, the European Council of 24/25 March 2011 requested that a comprehensive safety and risk assessment, in light of preliminary lessons learned, be performed on all EU nuclear plants. The request of the Council included “stress tests” performed at national level complemented by a European peer review. This was the first time that such a multilateral exercise covering over 140 reactors in all EU countries operating nuclear power plants was considered. The Council invited the European Nuclear Safety Regulators Group (ENSREG) and the European Commission to develop the scope and modalities for the stress tests with the support of the Western European Nuclear Regulators’ Association (WENRA). WENRA drafted the preliminary stress tests specifications in April. Consensus on these specifications was achieved by ENSREG and the European Commission on 24 May 2011. The Commission and ENSREG agreed that the work on the stress tests should be carried along two parallel tracks; a safety track to assess how nuclear installations can withstand the consequences of various extreme external events and a security track to analyse security threats and incidents due to malevolent or terrorist acts.
The work on security is carried out by an Ad hoc Group on Nuclear Security composed of Member States experts and is outside the scope of this report. The specifications of the peer review as well as a working paper on the transparency aspects of the EU stress tests were agreed upon at the 11 October 2011 ENSREG meeting.

**Stress tests and peer review organisation**

The safety track of the stress tests and peer review focus on three topics which are directly derived from the preliminary lessons learned from the Fukushima disaster and confirmed by the IAEA missions following the accident and reports from the Japanese Government. Natural initiating events, including earthquake, tsunami and extreme weather, the loss of safety systems and severe accident management are the main topics for review. The stress tests and peer review assess these topics in a three step process. The first step requires the operators to perform an assessment and make proposals for safety improvements, following the ENSREG specifications. The second step is for the national regulators to perform an independent review of the operators’ assessments and issue requirements, whenever appropriate. The last step is a European peer review of the national reports submitted by regulators.
The objectives of the peer review were to assess the compliance of the stress tests with the ENSREG specifications, to check that no important problem has been overlooked and to identify strong features, weaknesses and relevant proposals to increase plant robustness in light of the preliminary lessons learned from the Fukushima disaster.
The 15 European Union countries with nuclear power plants as well as Switzerland and Ukraine performed the stress tests and were subjected to the peer review. The operators submitted their final assessments on 31 October 2011 and the regulators submitted their final national reports on 31 December 2011. The peer review started on 1 January 2012.
The peer review was managed by a Board that consisted of seven senior regulators from EU countries and an EC senior manager. Each national regulator was invited to nominate one expert for each of the three topical areas. Most of the experts were experienced regulators. Knowledgeable scientists or consultants designated by regulators also participated. The European Commission also nominated experts. There were over 70 reviewers from 24 European countries participating in the peer review. Observers from several non-EU countries (Canada, Croatia, Japan, UAE and USA) as well as the IAEA also attended.
The peer review itself started with a desktop review of the national reports. Each reviewer had access to all the reports and could generate written questions to the national regulators. Over 2000 questions were generated. Following the desktop review, all peer reviewers met in Luxembourg on Sunday 5 February, for

a full two week topical review. The review was structured by the 3 topics of the stress tests: natural hazards, loss of safety systems and severe accident management. The experts were grouped in 3 topical teams. Each topical team was composed of approximately 23 reviewers. Each of the 17 countries subjected to the peer review had to make a presentation to each of the three topical teams, to answer the written questions as well as additional questions asked during presentations. Indepth discussions on the results of the topical reviews were then performed within each of the teams until a consensus was reached. The findings of the review were shared between the 3 teams at the end of the process. Finally, the results of the review were grouped country by country in order to produce draft country reports.
In March 2012 a series of country reviews began. Each country subjected to the peer review was visited by a team of eight peer reviewers for three or four days. Complementary discussions were held in order to obtain appropriate answers to the questions left open after the topical review as well as clarification on important issues. A plant selected by the review team was also visited in each country. The reports drafted during the topical reviews were completed using additional information obtained during the visits. They were discussed within the teams in order to reach a consensus and finalised.
The national regulator had the opportunity to make remarks but the final decision belonged to the review team. The 17 country reports are included as annexes to this report. They were used by the peer review Board to refine the preliminary conclusions drawn from the topical reviews and to write this report.
Transparency and an opportunity for public involvement have been objectives from the beginning. In pursuit of these objectives, the national reports have all been made public in English and most in the national language. The final peer review report with the country review annexes is also available publicly. The ENSREG and the peer review Board hosted a public meeting in January 2012 to inform the stakeholders and seek comments. Suggestions were collected on a public website in January 2012 and were later considered during the peer review process. Comments related to specific countries or reactors were forwarded to the responsible national regulators. Overall the public input has improved the stress test peer review process. Comments received in the public meeting influenced the structure of the final report. An additional public meeting is planned for 8 May 2012 in Brussels to present the results and answer questions.

**Main results of the peer review**
The peer review concluded that all countries have taken significant steps to improve the safety of their plants, with varying degrees of practical implementation. In spite of differences in the national approaches and degree of implementation, the peer review showed an overall consistency across Europe in the identification of strong features, weaknesses and possible ways to increase plant robustness in light of the preliminary lessons learned from the Fukushima disaster. As a result of the stress tests, significant measures to increase robustness of plants have already been decided or are considered. Such measures include provisions of additional mobile equipment to prevent or mitigate severe accidents, installation of hardened fixed equipment, and the improvement of severe accident management, together with appropriate staff training measures. In many cases, important modifications are being prepared for the near future. Details about national situations, as well as recommendations to national regulators, can be found in the attached country reports.
The peer review also identified four main areas of improvement to be considered at the European level,
as presented in the following paragraphs. European guidance on assessment of natural hazards and margins Overall, the compliance with the ENSREG specification was good with regard to design basis for earthquake and flooding. However there was a lack of consistency identified with respect to natural hazards where significant differences exist in national approaches and where difficulties were encountered with beyond design margins and cliff-edge effects assessments. Therefore:
**The peer review Board recommends that WENRA, involving the best available expertise from Europe, develop guidance on natural hazards assessments, including earthquake, flooding and extreme weather conditions, as well as corresponding guidance on the assessment of margins beyond the design basis and cliff-edge effects.**
Periodic Safety Review

The peer review demonstrated the positive contribution of periodic safety reviews as an efficient tool to maintain and improve the safety and robustness of plants. In the context of the peer review, this finding is especially relevant for the protection of installations against natural hazards. Therefore:

**The peer review Board recommends that ENSREG underline the importance of periodic safety review. In particular, ENSREG should highlight the necessity to re-evaluate natural hazards and relevant plant provisions as often as appropriate but at least every 10 years.**

**Containment integrity**

The Fukushima disaster highlighted once again the importance of the containment function, which is critical, as the last barrier to protect the people and the environment against radioactive releases resulting from a nuclear accident. This issue was already extensively considered, as a follow-up of previous accidents, and possible improvements were identified. Their expeditious implementation appears to be a crucial issue in light of Fukushima accident. Therefore:

**Urgent implementation of the recognised measures to protect containment integrity is a finding of the peer review that national regulators should consider.**

The measures to be taken can vary depending on the design of the plants. For water cooled reactors, they include equipment, procedures and accident management guidelines to:

− depressurize the primary circuit in order to prevent high-pressure core melt;
− prevent hydrogen explosions;
− prevent containment overpressure.

Prevention of accidents resulting from natural hazards and limiting their consequences The Fukushima disaster has also shown that defence-in-depth should be strengthened by taking into account severe accidents resulting from extreme natural hazards exceeding the levels taken into account by the design basis and current safety requirements applicable to the plants. Such situations can result in devastation and isolation of the site, an event of long duration, unavailability of numerous safety systems, simultaneous accidents of several plants including their spent fuel pools, and the presence of radioactive releases. Therefore:

**Necessary implementation of measures allowing prevention of accidents and limitation of their consequences in case of extreme natural hazards is a finding of the peer review that national regulators should consider.**

Typical measures which can be considered are bunkered equipment to prevent and manage severe accident including instrumentation and communication means, mobile equipment protected against extreme natural hazards, emergency response centres protected against extreme natural hazards and contamination, rescue teams and equipment rapidly available to support local operators in long duration events. Such possible measures, as identified by the peer review, are detailed in the report.

Future actions

The peer review Board recognises that full understanding of the Fukushima accident will be a longterm process extending over several years, possibly a decade. The peer review has demonstrated the benefit of sharing between national regulators the results of the stress tests and ideas for strengthening safety and robustness of plants. In the spirit of continuous improvement for safety, the peer review Board considers that a follow-up of the actions resulting from the present stress tests as well as future assessments would be beneficial. Such a follow-up should be organised in the frame of the existing arrangements, rather than creating new ones.

One of the important results of the public interaction is a strong demand for a European initiative on off-site emergency preparedness. This subject was not part of the mandate of the peer review.

However, the Board recognises importance of off-site emergency preparedness in Europe, as a followup of the Fukushima disaster.

Finally, it should be mentioned that performing such a peer review was a challenge and required very significant resources from the participating countries. In that sense, it should be considered as an exceptional exercise, which cannot be reproduced frequently. Notwithstanding, it was judged very

positively by most of the participants and is expected to contribute to enhancing safety in Europe and in each European country.

## curriculum scientifico del gruppo di lavoro Polimi (CIRTEN)

**Antonio Cammi**

Formazione
Laurea in Ingegneria Nucleare conseguita presso il Politecnico di Milano con la votazione di 100/100 e lode.
Abilitazione all'esercizio della professione di Ingegnere conseguita con votazione di 100/100.
Dottorato di ricerca in "Scienza e Tecnologia delle Radiazioni - XVI ciclo" presso il Dipartimento di Ingegneria Nucleare del Politecnico di Milano.
Attività scientifica
L'attività di ricerca si è rivolta verso impianti e sistemi energetici di nuova concezione, con particolare riferimento agli aspetti modellistici e di controllo. Diversi i reattori analizzati tra cui reattori di tipo integrato (IRIS), reattori di tipo LWR per applicazioni spaziali (SURE), reattori raffreddati a piombo liquido (ADS, ELSY, ALFRED), reattori a combustibile circolante (MSR). Le attività sono state focalizzate principalmente all'analisi della risposta dinamica, della stabilità (con sviluppo di simulatori basati su logica "Object Oriented" e Multi-fisica), del controllo (con enfasi su metodi di tipo discreto e predittivo) e della modellistica, con particolare riferimento alla termo-idraulica (sia stazionaria che tempo dipendente) delle miscele monofase - bifase in tubi elicoidali.
A questa attività di tipo analitico si è affiancata una parallela attività di tipo sperimentale relativa alla caratterizzazione di fenomeni termoidraulici in tubi elicoidali quali perdite di carico di miscele bifase, instabilità termo-idrauliche, fenomeni di crisi termica e alla validazione di modelli per componenti nucleari presso il reattore TRIGA dell'Università di Pavia.

Assegnista di ricerca del Politecnico di Milano per lo studio e le analisi sperimentali di nuovi sistemi di sicurezza passivi di rimozione del calore presso i laboratori SIET, Visiting scientist presso Westinghouse Nuclear Automation (Pittsburgh, USA) e presso Institutt for energiteknikk (Halden, Norvegia).

Dal 2005 ricercatore di ruolo presso il Dipartimento di Ingegneria Nucleare del Politecnico di Milano, attualmente al Dipartimento di Energia del Politecnico di Milano.

Coautore di oltre 90 pubblicazioni a congressi e su riviste nazionali e internazionali.

**Stefano Lorenzi**

Formazione
Laurea in Ingegneria Nucleare conseguita presso il Politecnico di Milano con la votazione di 110/110 e lode (tesi di laurea riguardante lo sviluppo di un modello per la dinamica e il controllo del circuito primario di un reattore innovativo LFR di IV generazione dal titolo "Development of a control-oriented simulator for a Lead-cooled Fast Reactor demonstrator" - Relatore Prof. Antonio Cammi)

Attività scientifica
L'attività di ricerca si è rivolta verso impianti e sistemi energetici raffreddati a piombo liquido (ELSY, DEMO, ALFRED). Le attività sono state focalizzate principalmente all'analisi della risposta dinamica, della stabilità (con sviluppo di simulatori basati su logica "Object Oriented" e Multi-fisica), del controllo.

Dal 2011 Assegnista di ricerca presso il Politecnico di Milano, Dipartimento di Energia, Sezione di Ingegneria Nucleare CeSNEF. Ambito della ricerca: “Sviluppo di modelli orientati alla dinamica e al controllo per reattori nucleari innovativi” con particolare interesse per la filiera dei reattori veloci raffreddati a piombo (Lead-cooled Fast Reactor, LFR).
Coautore di 9 pubblicazioni a congressi e su riviste internazionali e di 3 rapporti tecnici.