



Agenzia nazionale per le nuove tecnologie, l'energia
e lo sviluppo economico sostenibile



Ministero dello Sviluppo Economico

RICERCA DI SISTEMA ELETTRICO

Analisi preliminari per la simulazione di un incidente tipo Fukushima su SPES2

*F. Donato, C. Lombardo, P. Chiovaro, S. D'Amico, P.A. Di Maio, F. Mascari, I.
Moscato, G. Vella*



Report RdS/2012/026

ANALISI PRELIMINARI PER LA SIMULAZIONE DI UN INCIDENTE TIPO FUKUSHIMA SU SPES-2

F. Donato, C. Lombardo – ENEA, P. Chiovaro, S. D'Amico, P.A. Di Maio, I. Moscato, G. Vella – CIRTEN
Università di Palermo

Settembre 2012

Report Ricerca di Sistema Elettrico

Accordo di Programma Ministero dello Sviluppo Economico - ENEA

Area: Governo, gestione e sviluppo del sistema elettrico nazionale

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

Responsabile del Progetto: Paride Meloni, ENEA

Titolo

Analisi preliminari per la simulazione di un incidente tipo Fukushima su SPES2

Descrittori

Tipologia del documento: Rapporto tecnico

Collocazione contrattuale: Accordo di programma ENEA-MSE. Piano annuale di realizzazione 2011. Linea progettuale 2: Studi di sicurezza sugli impianti nucleari

Argomenti trattati: Reattori ad acqua leggera, Sicurezza nucleare

Sommario

Il presente documento riferisce sulle attività svolte nel corso della prima annualità dell'AdP ENEA-MSE nell'ambito della linea progettuale 2 (LP2), obiettivo D4 (Adeguamento dello SPES2 per prove di sicurezza). In particolare, il documento riporta i principali risultati del lavoro preliminare necessario per la simulazione di un incidente tipo Fukushima sulla "facility" integrale SPES-2 di SIET. Il lavoro sviluppato ha riguardato la messa a punto del modello TRACE della "facility" SPES-2, utilizzato per la simulazione del transitorio di perdita totale di alimentazione elettrica (Station Black Out SBO). I risultati ottenuti, descritti nel presente rapporto, essendo in accordo con la fisica del fenomeno, dimostrano l'idoneità globale dell'impianto alla realizzazione dei test di interesse. L'approfondimento di alcuni fenomeni locali, che determinano asimmetrie in alcune componenti della "facility", mette in luce la necessità di studi approfonditi da condurre attraverso successive analisi. Inoltre, il modello CATHARE sviluppato nell'ambito della stessa attività potrebbe essere impiegato, in futuro, per la simulazione dello stesso transitorio e per l'approfondimento a cui sopra brevemente accennato.

Note

Il presente documento è stato preparato con il contributo del personale ENEA e CIRTEN:

F. Donato, C. Lombardo (ENEA)

P. Chiovaro, S. D' Amico, P.A. Di Maio, F. Mascari, I. Moscato, G. Vella (Università di Palermo)

Sigla documento rif. :CIRTEN-UNIPA RL- PAR 2011 1215/1250


Copia n.
In carico a:

2			NOME			
			FIRMA			
1			NOME			
			FIRMA			
0	EMISSIONE	12/09/2012	NOME	C. LOMBARDO	F. DE ROSA	P. MELONI
			FIRMA	<i>C. Lombardo</i>	<i>F. De Rosa</i>	<i>P. Meloni</i>
REV.	DESCRIZIONE	DATA		REDAZIONE	CONVALIDA	APPROVAZIONE

Indice

1. Introduzione	3
2. Descrizione della “facility” SPES-2	4
2.1 Sistemi di sicurezza della “facility” SPES 2	6
3. Codice di calcolo TRACE	10
3.1 Utilizzo del codice TRACE tramite SNAP	15
4. Descrizione del modello TRACE dell’impianto sperimentale SPES-2	18
4.1 Nodalizzazione del sistema primario	19
4.2 Nodalizzazione del sistema secondario	21
4.3 Nodalizzazione del sistema di contenimento	23
5. Descrizione del transitorio di Station Black Out (SBO)	24
6. Analisi dello SBO in SPES-2 tramite TRACE	25
7. Codice di calcolo CATHARE	36
8. Nodalizzazione CATHARE della “facility” SPES – 2	38
8.1 Nodalizzazione dei sistemi di emergenza passivi	40
9. Conclusioni	44
10. Riferimenti bibliografici	45
11. Curriculum scientifico del gruppo di lavoro CIRTEN impegnato nell’attività	46

1. Introduzione

La necessità di prevenire e mitigare le conseguenze interne ed esterne di eventuali scenari incidentali ha fatto sì che, nella gestione degli impianti nucleari, gli aspetti di sicurezza abbiano rivestito un interesse via via crescente in tutto il mondo. In particolare, il nuovo quadro di riferimento che si è delineato nel corso del 2011 a seguito dell'incidente di Fukushima, che in Italia ha portato all'abrogazione della normativa precedentemente introdotta per la rinascita del nucleare, ha imposto dominante la necessità di dedicare molti degli sforzi della ricerca, in ambito nucleare, alla messa a punto dei sistemi di sicurezza degli impianti di nuova generazione. Inoltre risulta di fondamentale importanza la valutazione della effettiva affidabilità dei sistemi di sicurezza di tali impianti anche attraverso l'utilizzo di codici di calcolo chiamati "best-estimate" che necessitano di attività di validazione, da condurre sulla base del confronto con dati numerici provenienti da test effettuati su "facilities sperimentali".

Una di queste facilities, denominata SPES, intorno alla fine degli anni 90 veniva annoverata tra quelle a rischio di chiusura e inserita come candidata per potenziali programmi di collaborazioni internazionali [1]. Nell'ambito delle attività propedeutiche ad un futuro utilizzo di tale impianto, situato presso i laboratori SIET di Piacenza, per la sperimentazione di transitori incidentali di particolare severità si è deciso di indagarne l'adeguatezza alla realizzazione di prove sperimentali per la simulazione di incidenti del tipo Fukushima.

In tale ambito, in ENEA si è deciso di riprendere gli studi condotti su SPES verso la fine degli anni 90 raccogliendo quindi tutte quante le informazioni a disposizione che potessero essere utilizzate come punto di partenza per la nuova attività.

Il lavoro svolto in tale direzione ci ha permesso di recuperare una vecchia nodalizzazione RELAP di SPES messa a punto per riprodurre i dati di una prova di IBLOCA.

A partire da tale schema, il Dipartimento dell'Energia dell'Università degli Studi di Palermo ha ricavato una nodalizzazione, completa di tutti i sistemi di refrigerazione d'emergenza del tipo passivo dell'impianto AP-600, utilizzando il codice di calcolo TRACE. Tale nodalizzazione è stata utilizzata per la simulazione di un transitorio di perdita totale di alimentazione elettrica (Station Black Out SBO), del tipo Fukushima di cui a seguire vengono riportati i risultati principali. Dopo una serie di simulazioni numeriche si è giunti a risultati soddisfacenti i quali, come si potrà vedere nelle pagine successive, sembrano essere in accordo con quanto ci si aspetta dal punto di vista fisico-ingegneristico in avvenimenti di questo tipo.

L'idoneità globale dell'impianto alla realizzazione dei test di interesse appare consolidata. Ulteriori indagini sono comunque necessarie per l'approfondimento dei fenomeni locali che determinano asimmetrie in alcune componenti della "facility".

Inoltre è stata completata la nodalizzazione dello stesso impianto tramite l'impiego del codice di calcolo CATHARE. Tale schematizzazione ha consentito di descrivere la fase di regolazione e di stabilizzazione dell'intero impianto e si potrà utilizzare in futuro per simulare lo stesso transitorio di SBO simulato dall'Università di Palermo.

2. Descrizione della "facility" SPES-2

La "facility" SPES-2, il cui layout è presentato in Fig.1, è stata progettata e costruita per simulare nella maniera più accurata possibile il comportamento termoidraulico dell'AP600. In particolare il sistema a due loop simula il sistema primario, il sistema secondario fino alle valvole di isolamento delle linee del vapore in uscita dai generatori di vapore e tutti i sistemi di sistema di sicurezza passivi.

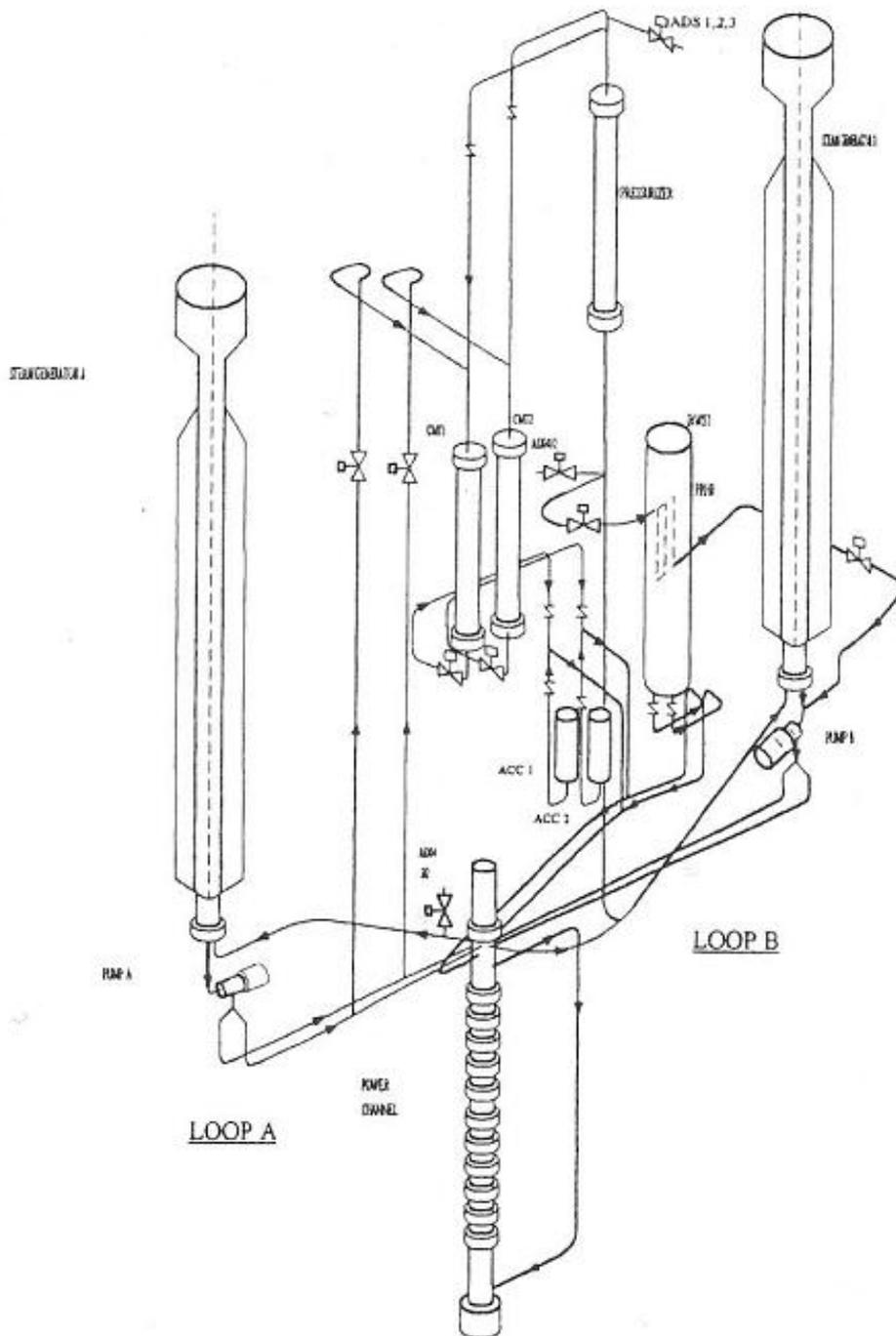


Fig. 1: Schema semplificato della "facility" SPES-2.

Ogni loop del circuito include una hot-leg e due cold-legs che si diramano da una singola pompa primaria di raffreddamento a mandata verticale. Il recipiente in pressione è composto dal lower plenum, dal riser, dove sono posizionate le barrette scaldanti, dall'upper head e dal downcomer. Quest'ultimo consiste di una sezione anulare, nella quale confluiscono le quattro cold-leg e le DVI, e da una tubazione esterna che connette la sezione anulare al lower plenum. Il canale di potenza consiste di un fascio di 97 barrette riscaldate elettricamente ed ha la stessa lunghezza scaldante e la stessa geometria (passo, diametro e lunghezza della barretta) dell'AP600. Il pressurizzatore consiste di un vessel cilindrico flangiato equipaggiato con due riscaldatori interni e altri sei esterni. Esso è collegato alla hot-leg del loop A. La "facility" ha due generatori di vapore identici per trasferire la potenza termica dal circuito primario al secondario. Il lato primario del generatore di vapore consiste di un fascio tubiero formato da 13 tubi ad U di Inconel 600 assemblati in una matrice quadrata, saldati su una piastra tubiera ed equispaziati per mezzo di sette griglie. Sul lato secondario sono mantenute le elevazioni dell'AP600 fino alla sommità del separatore di vapore dove sono ubicati gli essiccatori. Le caratteristiche principali dello SPES-2 sono riportate in Tab. 1. La descrizione dettagliata dei sistemi primario e secondario di SPES-2 è riportata in [2].

Fluido di processo	acqua
Numero di loop	2
Numero di pompe	2
Pressione di progetto del primario	20 [MPa]
Pressione di progetto del secondario	20 [MPa]
Temperatura di progetto del primario [°C]	365
Temperatura di progetto del secondario [°C]	310
Potenza massima [MW]	9
Fattore di scala sull'altezza	1:1

Tab. 1: Principali caratteristiche della "facility" SPES-2.

2.1 Sistema di sicurezza della “facility” SPES 2.

La configurazione della “facility” è tale da essere caratterizzata dalla presenza di tutti i sistemi di emergenza dell’impianto AP – 600 [3].

Tali sistemi sono costituiti da:

- Due accumulatori di geometria cilindrica e non sferica, come previsto nell’AP-600. Essi sono stati scalati preservando il volume di questi ultimi, considerando cioè un’altezza del cilindro con due calotte emisferiche. Il valore esatto del volume occupato dal gas e dal liquido è stato stabilito in modo da coincidere con gli stessi valori degli accumulatori dell’AP-600. L’Azoto utilizzato nell’AP-600 per mettere in pressione gli accumulatori è stato sostituito con aria compressa. Inoltre una barretta scaldante è stata posta all’interno del serbatoio per mantenere l’acqua ad una temperatura pari a quella nominale.
- Un Passive Residual Heat Removal (PRHR) System. Tale sistema di rimozione del calore residuo è costituito da uno scambiatore di calore con i tubi a C che normalmente è contenuto all’interno del In-containment Refueling Water Storage Tank (IRWST), aperto alla sua sommità e quindi alle medesime condizioni di pressione e temperatura dell’edificio di contenimento (vedi Fig.2). Il PRHR ha il compito di rimuovere il calore residuo stoccato dal fluido primario per mezzo del fenomeno della circolazione naturale. Il fluido primario caldo proveniente da una delle hot leg giunge all’ingresso del PRHR e attraversa i tubi a C dello scambiatore di calore scambiando il calore in esso contenuto tramite l’ebollizione del fluido secondario a diretto contatto con la superficie esterna dei tubi dello scambiatore. Il fluido primario, così raffreddato, ritorna al circuito primario tramite la linea di outlet del PRHR connessa al lower head di uno degli scambiatori di calore.
- Due Core Make-up Tanks (CMTs) Le CMT rappresentano per l’AP-600 i classici sistemi di iniezione di emergenza di alta pressione degli impianti PWR. Ciascuna delle due CMTs, riempite con acqua borata, è costituita da un grosso volume di acciaio collegato alla sua sommità, tramite una linea di ingresso, a una delle cold leg e alla sua base, tramite una linea di scarico, a una delle Direct Vessel Injection (DVI). Ricordiamo poi che le DVIs sono direttamente collegate al downcomer del vessel. In condizioni di normali esercizio dell’impianto le valvole di controllo poste sulle linee di ingresso sono aperte in modo tale che ciascuna delle CMTs si trovi nelle medesime condizioni termoidrauliche del circuito primario. Le valvole di controllo poste sulle linee di scarico sono invece normalmente chiuse evitando l’innescarsi della circolazione naturale. In condizioni incidentale tali valvole vengono aperte consentendo, quindi, tramite l’innescarsi della circolazione naturale all’acqua borata contenuta nelle CMTs di fluire verso il core e al fluido caldo proveniente dal core di fluire all’interno delle CMTs (Fig.3).

- Un In-containment Refuelling Water Storage Tank, (IRWST) (Fig.2), rappresentata da una piscina di notevoli dimensioni contenente al suo interno dell'acqua borata. L'IRWST funziona sia da pozzo termico per lo scambiatore di calore residuo del PRHR, come abbiamo spiegato sopra, sia da sorgente di acqua che può essere iniettata nel primario attraverso le DVI. Normalmente, le due linee di scarico che si dipartono dalla base della piscina verso le due DVI sono isolate tramite delle "check valve", quando la pressione nel circuito primario scende al di sotto del valore del battente idrostatico della piscina le valvole di check si aprono consentendo lo scarico dell'acqua che attraverso le DVI fluisce dall'IRWST al vessel.

La Fig.4 riporta una visuale d'insieme dei sistemi di sicurezza passivi dell'AP-600.

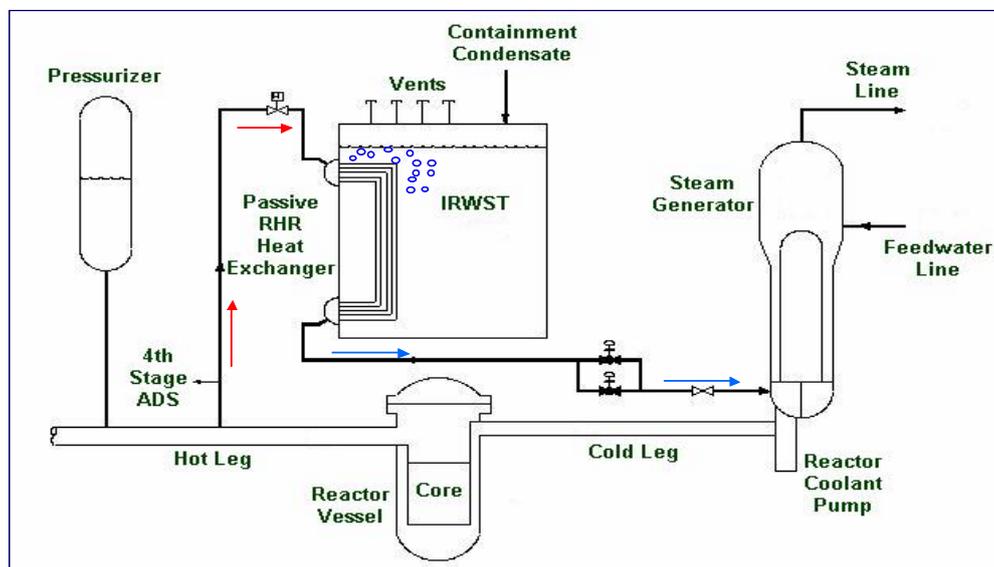


Fig.2: Rappresentazione schematica dell'accoppiamento dei sistemi PRHR-IRWST.

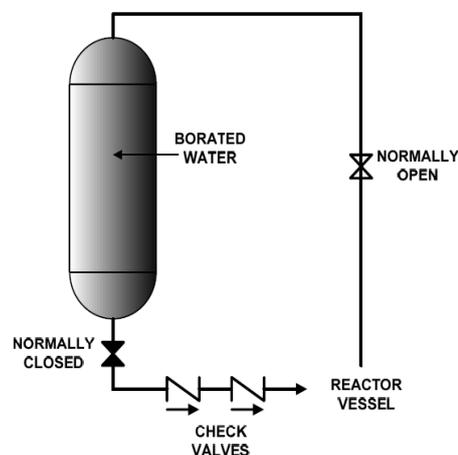


Fig.3: Rappresentazione schematica della CMT.

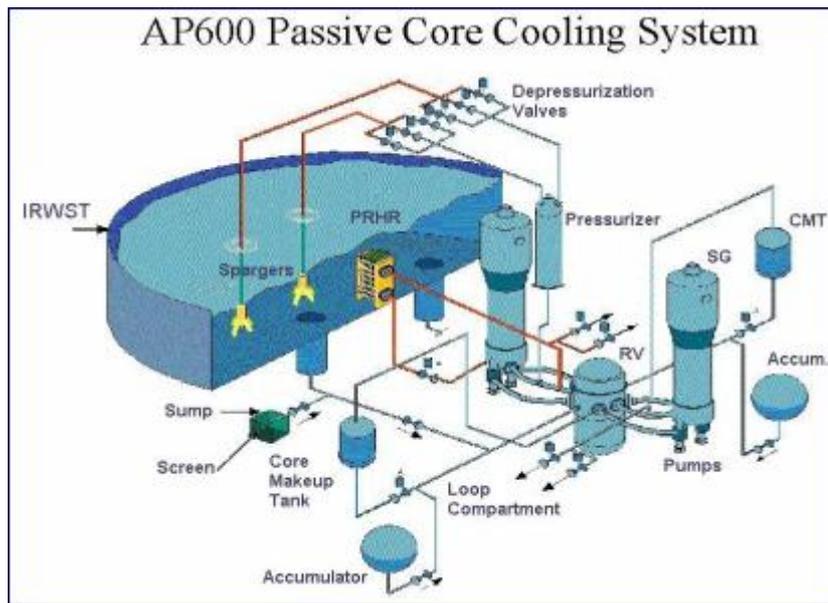


Fig.4: Schema dei sistemi d'emergenza dell'AP-600.

Le Tab. 2 - 5 riportano i principali dati riguardanti i sistemi di emergenza sopra brevemente descritti .

FLUIDO	NITROGENO - ACQUA	
NUMERO	2	
PRESSIONE [MPa]	PROGETTO	116
	NOMINALE	4.3
TEMPERATURA DI PROGETTO [°C]	350	
VOLUME [%]	87	
ALTEZZA NOMINALE [m]	2.6	
DIAMETRO INTERNO [mm]	248	
ALTEZZA [mm]	3043	
VOLUME [dm ³]	143	
MASSA [kg]	330	
MATERIALI	ASTM a 312 TP 321	

Tab .2: Caratteristiche principali degli accumulatori dell'impianto SPES-2.

FLUIDO	ACQUA
NUMERO	2
PRESSIONE NOMINALE [MPa]	155
TEMPERATURA DI PROGETTO [°C]	350
ALTEZZA NOMINALE [m]	6.260
VOLUME [dm ³]	143
MATERIALI	X6 Cr Ni Ti 1811 UNI

Tab .3: Caratteristiche principali delle CMTs dell'impianto SPES-2.

FLUIDO	ACQUA
NUMERO	1
PRESSIONE NOMINALE [MPa]	ATMOSFERICA
LIVELLO NOMINALE ACQUA [m]	8.53
VOLUME ACQUA [m ³]	5.54
ALTEZZA TOTALE [m]	9.03
MATERIALI	ASTM A 312 TP 304

Tab .4: Caratteristiche principali dell'IRWST dell'impianto SPES-2.

FLUIDO	ACQUA
NUMERO TUBI	3 (SOLO 1 USATO)
DIAMETRO INTERNO/ ESTERNO [mm]	15.75/19.05
LUNGHEZZA TOTALE [m]	8.05
SUPERFICIE DI SCAMBIO [m ²]	0.968
LUNGHEZZA VERTICALE/ORIZZONTALE [m]	5. 36/1.39

Tab .5: Caratteristiche principali dello scambiatore di calore del PRHR dell'impianto SPES-2.

2. Codice di calcolo TRACE

Un codice di sistema è un programma, scritto in un determinato linguaggio di programmazione e compilato in un prescelto sistema operativo, avente per scopo la simulazione del comportamento complessivo, in condizioni stazionarie e transitorie, di un dato sistema complesso, delle sue parti e delle interazioni tra le stesse. Tale codice deve essere pertanto capace di predire quei particolari fenomeni che caratterizzano quella particolare geometria in postulate condizioni stazionarie e transitorie. Tale sistema complesso può essere un reattore nucleare già operativo, un prototipo non ancora costruito, un impianto sperimentale e così via.

Oggi tali codici di sistema, viste le loro capacità predittive, ampiamente studiate e validate negli ultimi anni, sono utilizzati nel processo di “licensing” dei reattori nucleari, nell’analisi di sicurezza, nell’analisi delle condizioni operative e nelle analisi di progetto, nell’analisi d’ottimizzazione del progetto, nel progetto dei reattori passivi, nelle analisi finalizzate all’ottimizzazione delle procedure di emergenza, per il training degli operatori, nelle operazioni di qualifica dei simulatori, nel progetto degli impianti sperimentali ecc.

Il primo codice utilizzato negli Stati Uniti, per le analisi di sicurezza nucleare, fu sviluppato da Westinghouse-Bettis, ed era basato su un approccio “node and branch” in cui in ogni nodo, che rappresentava un “control volume”, venivano applicate e risolte le equazione di conservazione della massa e dell’energia per un fluido monofase, mentre nelle linee di connessione venivano applicate e risolte le equazioni di conservazione della quantità di moto considerando le resistenze della linea; questo codice venne chiamato FLASH.

Nella metà degli anni sessanta, dopo la formulazione da parte di Zuber del “drift flux model”, si è verificato un ulteriore sviluppo dei codici e, verso l’inizio degli anni settanta, l’USNRC supportò lo sviluppo di codici destinati all’analisi dei fenomeni che si destavano in transitori susseguenti a un evento di tipo LOCA. In questo contesto i codici RAMONA, RELAP5, TRAC-BWR e TRAC-PWR sono stati riconosciuti come i codici avanzati che sarebbero stati utilizzati per studiare il comportamento dei reattori LWR.

Il codice RELAP5 offre una rappresentazione monodimensionale del campo di moto nelle analisi degli LWR. Questo codice, al fine di realizzare anche simulazioni neutroniche utilizza una cinetica puntiforme. Il codice TRAC-P, utilizzato in modo particolare per i LBLOCA, offre un campo di moto multidimensionale nelle analisi dei PWR. Il codice RAMONA produce un campo di moto monodimensionale. Al fine di realizzare delle simulazioni neutroniche utilizza una cinetica tridimensionale. Il codice TRAC-B produce una dettagliata rappresentazione del campo di moto nelle analisi dei BWR

Negli ultimi anni NRC sta sviluppando un moderno avanzato codice “best estimate” unendo le capacità dei precedenti codici, RAMONA, RELAP5, TRAC-PWR e TRAC-BWR.

Tale codice è il TRAC/RELAP Advanced Computational Engine (TRACE) ed è usato per studiare situazioni incidentali di LWR quali transitori operazionali, LOCA e caratterizzare i fenomeni che si destano negli impianti sperimentali atti a simulare il comportamento termoidraulico di reattori nucleari in condizioni stazionarie e tempo dipendenti. Il TRACE [4] è un codice a volumi finiti, a due fluidi con capacità di simulazione tridimensionali. La Tab.6 riportata in seguito permetterà al lettore di

avere una panoramica generale su tutti i componenti utilizzati nel codice TRACE. Si sottolinea la presenza di un componente chiamato vessel, Fig. 5, che permette, in particolare, un'analisi tridimensionale del core del reattore.

BREAK	Models pressure boundary conditions at the terminal junction of any 1D hydraulic component. Also specifies fluid properties for inflow from a boundary, for example, the containment building.
CHAN	Models a BWR fuel bundle or collection of fuel bundles
CONTAN	Models a reactor containment
EXTERIOR	Models a component that is non-existent in the current input file but does exist in another input file being run on a different processor. This component is only applicable to ECI-enabled simulations
FILL	Models mass flow/velocity boundary conditions at the terminal junction of any 1D hydraulic component. Also specifies fluid properties for inflow from a boundary, for example, for feedwater flow.
FLPOWER	Models power generated directly by the fluid. It was added to TRACE primarily to support accelerator transmutation of waste applications, but it can also be used to model the fluid work term of break flow into the containment.
HEATR	Models a feedwater heater or condenser
HTSTR	Models a solid cylinder, slab, or hemisphere for which the temperature distribution is to be computed. Most frequently used to model fuel rods and structural hardware inside a vessel and steam generator.
REPEAT-HTSTR	A user-convenience component designed to simplify the input requirements for the HTSTR component.
JETP	Models a BWR jet pump or collection of jet pumps
PIPE	Models flow in a 1D pipe or duct with direct energy deposition in the fluid or from the walls of the pipe. Serves as a general connector between components to model a system or parts of other structures such as a steam-generator and reactor-vessel down-comer. May be used to model pressurizers or accumulators.
PLENUM	Models a large volume connected to an arbitrary number of 1D hydraulic components. A singlecell component that acts like a momentum sink or a convector of momentum in one direction only
POWER	Models the power deposited/generated in solid structures (i.e., HTSTR components)
PRIZER	Models a PWR pressurizer in one dimension. Recommended for modeling the heater/ sprayer section of a pressurizer.
PUMP	Models the one-dimensional interaction of a fluid with a centrifugal pump that includes two-phase effects.
RADENC	Models radiation between two surfaces SEPD Models TEE-like geometry with a coolant
TEE	Models flow in two one-dimensional pipes or ducts and their common junction. Models either direct energy deposition in the fluid or through the walls of the pipe. Serves as a general connector between components where a 3-way branch capability is needed.
TURB	Models a single stage of a turbine device which extracts energy from the working fluid and produces power. A multistage turbine is modeled by coupling multiple TURB components.
VALVE	Models the flow through a one-dimensional pipe with the feature of an adjustable flow area. May be used to model various types of valves in both PWRs and BWRs, e.g., check, trip-controlled, and controller-activated valves.
VESSEL	Models a PWR vessel and its internals in Cartesian or cylindrical geometry and in one, two, or three dimensions. May be used to model any vessel-like structure in three dimensions but most applicable to the vessel of a nuclear reactor or a test facility modeling a nuclear reactor.

Tab .6: Principali componenti utilizzati dal codice TRACE.

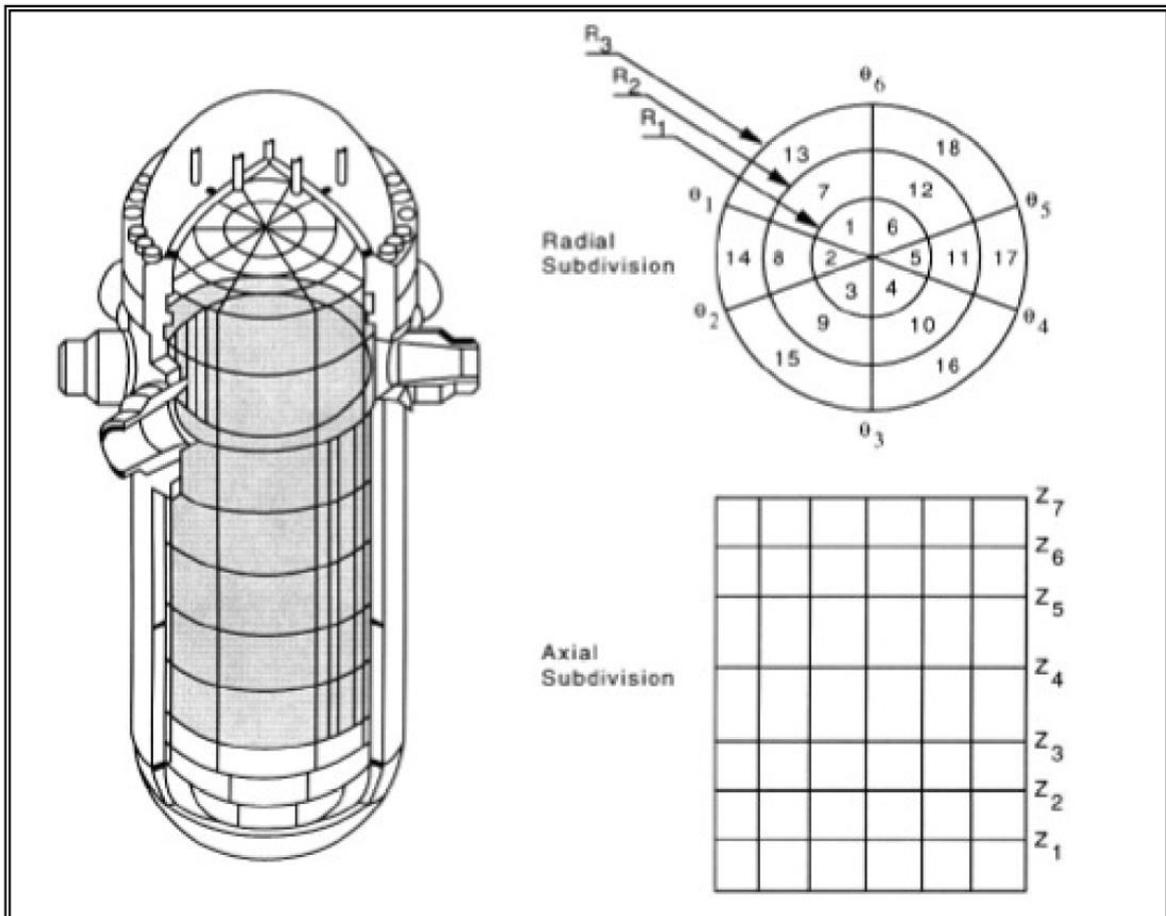


Fig. 5: Rappresentazione del componente "Vessel" implementato nel codice TRACE.

A questo insieme di equazioni se ne aggiungono altre al fine di caratterizzare il comportamento di gas incondensabili, del boro disciolto, dei sistemi di controllo e della potenza nel core. Per ragioni di chiusura, queste equazioni vengono accoppiate con altre relazioni (wall drag, interfacial drag, wall heat transfer, interfacial heat transfer, equation of state, static flow regime maps).

La Fig. 6 e la Tab.7 mostrano i file generati durante una simulazione del codice TRACEV5 e le azioni necessarie per realizzare un eventuale calcolo di restart. APTPLOT o ACGRACE sono gli strumenti grafici necessari per produrre grafici bidimensionali.

Il codice TRACE può essere usato insieme al codice PARCS al fine di produrre analisi accoppiate termoidrauliche e cinetiche neutroniche tridimensionali.

Le equazioni alla base del codice TRACE - equazione di conservazione della massa, della quantità di moto, dell'energia per la fase liquida e quella vapore - sono brevemente riportate in seguito:

- equazione di conservazione della massa della miscela:

$$\frac{\delta}{\delta t} (\rho_v \alpha + (1 - \alpha) \rho_l) + \nabla \cdot (\rho_v \bar{v}_v \alpha + \rho_l \bar{v}_l (1 - \alpha)) = 0$$

- equazione di conservazione della massa del vapore:

$$\frac{\delta}{\delta t}(\rho_v \alpha) + \nabla \cdot (\rho_v \bar{v}_v \alpha) = \Gamma_v$$

- equazione di conservazione della quantità di moto del liquido

$$\frac{\delta \bar{v}_l}{\delta t} + \bar{v}_l \cdot \nabla \bar{v}_l = -\frac{1}{\rho_l} \nabla p + \frac{c_l}{(1-\alpha)\rho_l} (\bar{v}_v - \bar{v}_l) |\bar{v}_v - \bar{v}_l| - \frac{\Gamma_{\text{Cond}}}{(1-\alpha)\rho_l} (\bar{v}_v - \bar{v}_l) + \frac{c_w}{(1-\alpha)\rho_l} \bar{v}_l |\bar{v}_l| + \bar{g}$$

- equazione di conservazione della quantità di moto del gas

$$\frac{\delta \bar{v}_v}{\delta t} + \bar{v}_v \cdot \nabla \bar{v}_v = -\frac{1}{\rho_v} \nabla p + \frac{c_l}{\alpha \rho_v} (\bar{v}_v - \bar{v}_l) |\bar{v}_v - \bar{v}_l| - \frac{\Gamma_{\text{Boiling}}}{\alpha \rho_v} (\bar{v}_v - \bar{v}_l) + \frac{c_{wv}}{\alpha \rho_v} \bar{v}_v |\bar{v}_v| + \bar{g}$$

- equazione di conservazione dell'energia della miscela

$$\frac{\delta}{\delta t}(\rho_v \alpha e_v + e_l (1-\alpha)\rho_l) + \nabla \cdot (\rho_v \bar{v}_v \alpha e_v + \rho_l \bar{v}_l e_l (1-\alpha)) = -p \nabla \cdot (\bar{v}_v \alpha + \bar{v}_l (1-\alpha)) + q_{wl} + q_{dv}$$

- equazione di conservazione dell'energia del vapore

$$\frac{\delta}{\delta t}(\rho_v \alpha e_v) + \nabla \cdot (\rho_v \bar{v}_v \alpha e_v) = -p \frac{\delta \alpha}{\delta t} - p \nabla \cdot (\bar{v}_v \alpha) + q_{wl} + q_{dv} + q_{lv} + \Gamma_v h_v$$

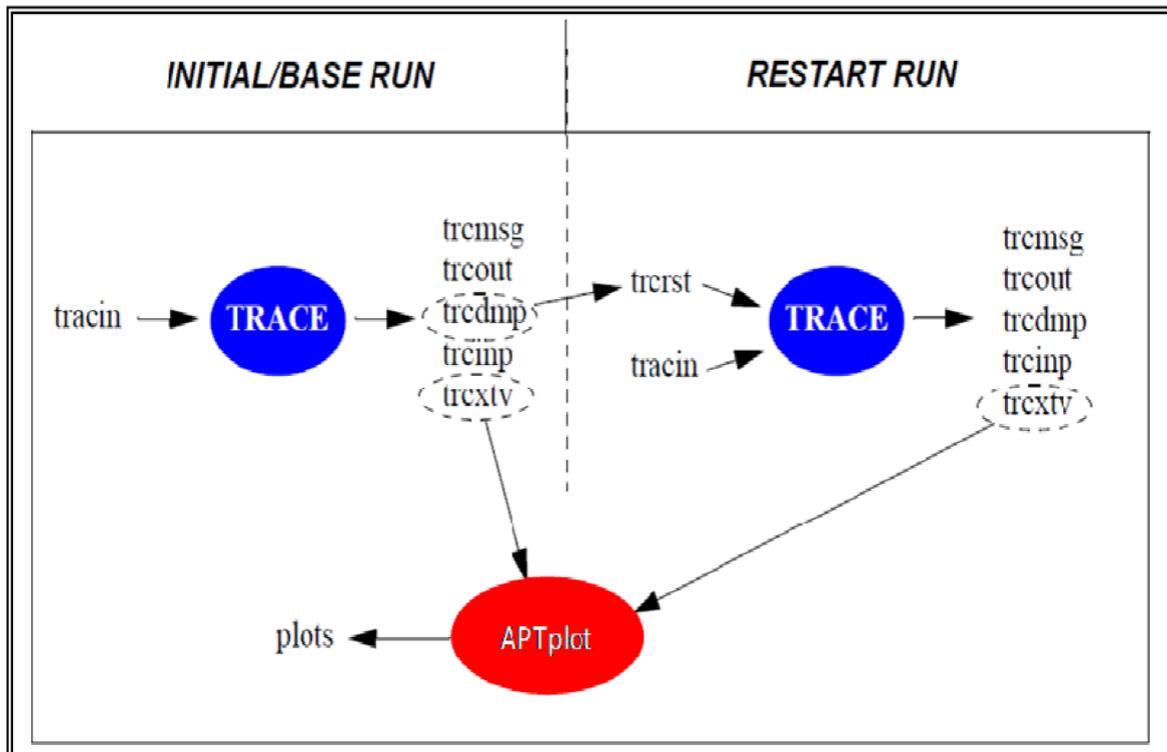


Fig. 6: Files di input e output generati durante una simulazione (base run o restart run) del codice TRACE.

Default Naming Convention	Prefix Naming Convention	Comment
tracin	test.inp	Input file. Required
trcrst	test.rst	Restart dump file. Required for restart
trcmng	test.msg	Standard Messages Output
trcout	test.out	Standard Edit Output
trcdmp	test.dmp	Standard Dump Output
trctv	test.xtv	Standard Graphics Output
trcinp	test.echo	Standard echo of stripped down input with line numbers

Tab.7: Files di input e output generati durante una simulazione del codice TRACE.

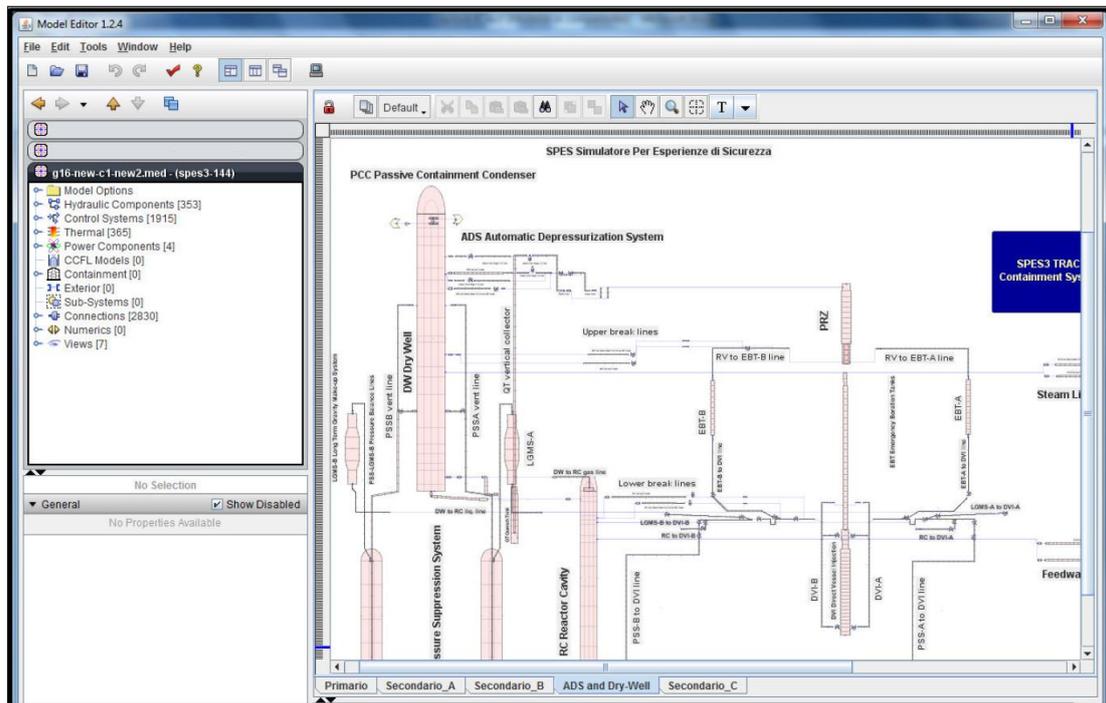


Fig. 8: Tipica visualizzazione SNAP di un input TRACE.

Level	Length m
15	0.313048
14	0.279392
13	0.8
12	0.266728
11	0.233272
10	0.65
9	0.39728
8	0.7793
7	0.562
6	1.17435
5	1.139344
4	1.139344
3	1.139344
2	1.141338
1	0.98528

Fig.9: Tipica visualizzazione SNAP del componente 3D "Vessel"..

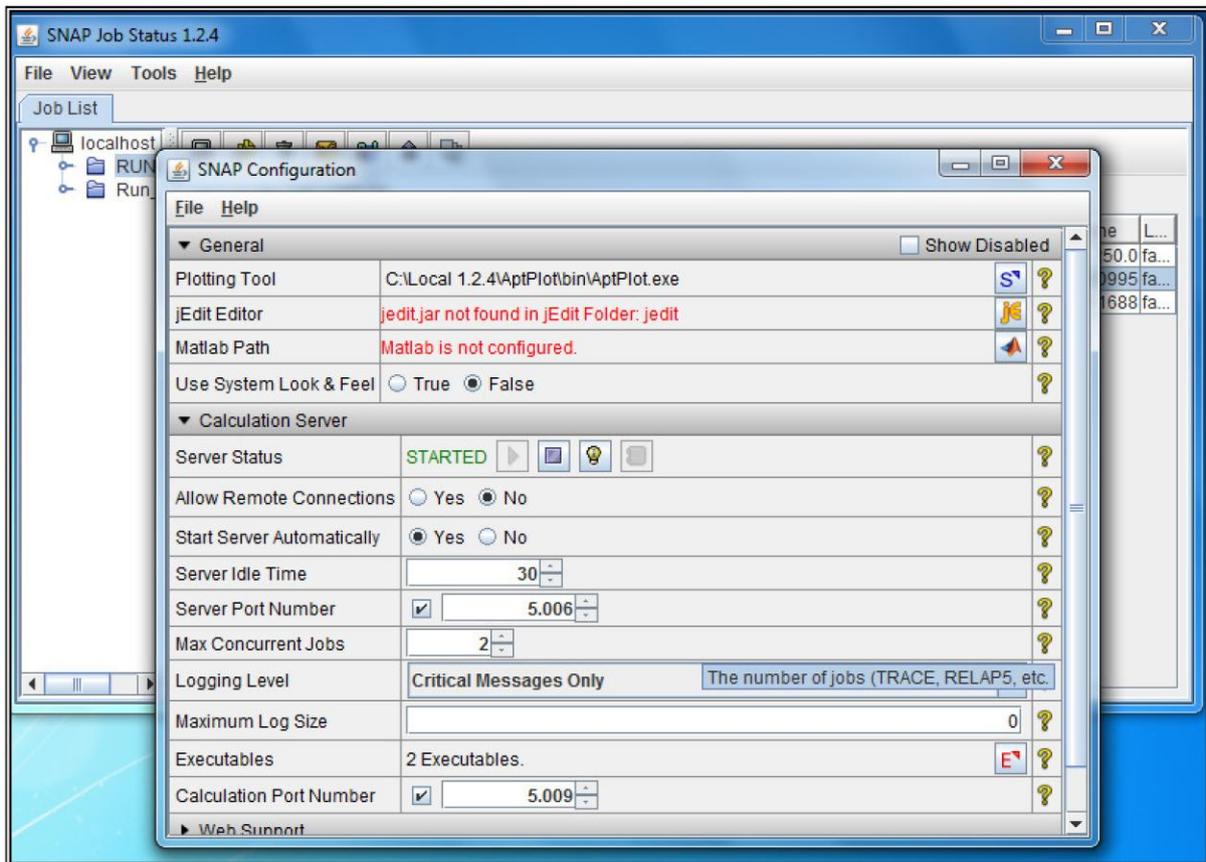


Fig.10: Tipica visualizzazione del “Configuration Tool” nel pacchetto applicativo SNAP.

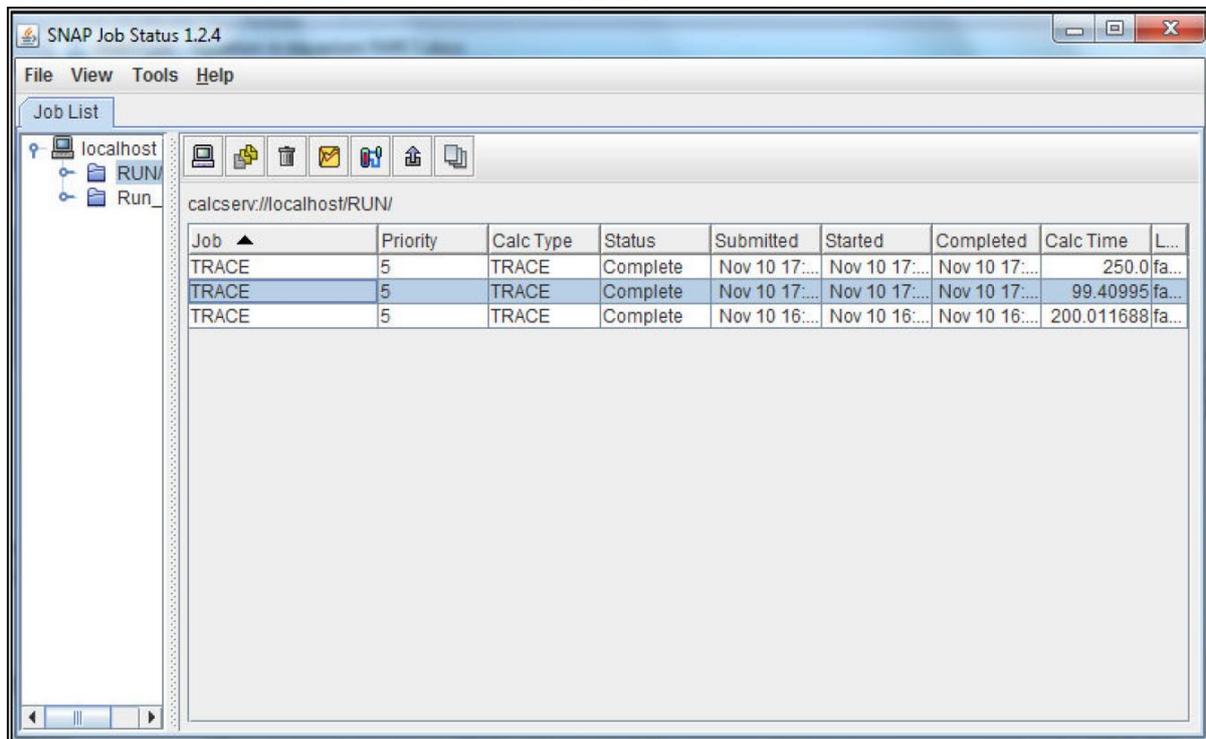


Fig.11: Tipica visualizzazione del “Job Status” nel pacchetto applicativo SNAP.

4. Descrizione del modello TRACE dell'impianto sperimentale SPES-2

La nodalizzazione TRACE dell'intero impianto sperimentale SPES-2 si basa, come già anticipato nell'introduzione, su un precedente modello RELAP utilizzato dell'ENEA per studi su eventi di tipo IBLOCA; è stato quindi necessario revisionare l'intero input per poterlo adattare ai nuovi test atti ad investigare l'adeguatezza della "facility" alla realizzazione di prove sperimentali per la simulazione di incidenti tipo Fukushima.

Il modello TRACE del sistema primario e secondario è mostrato in Fig.12.

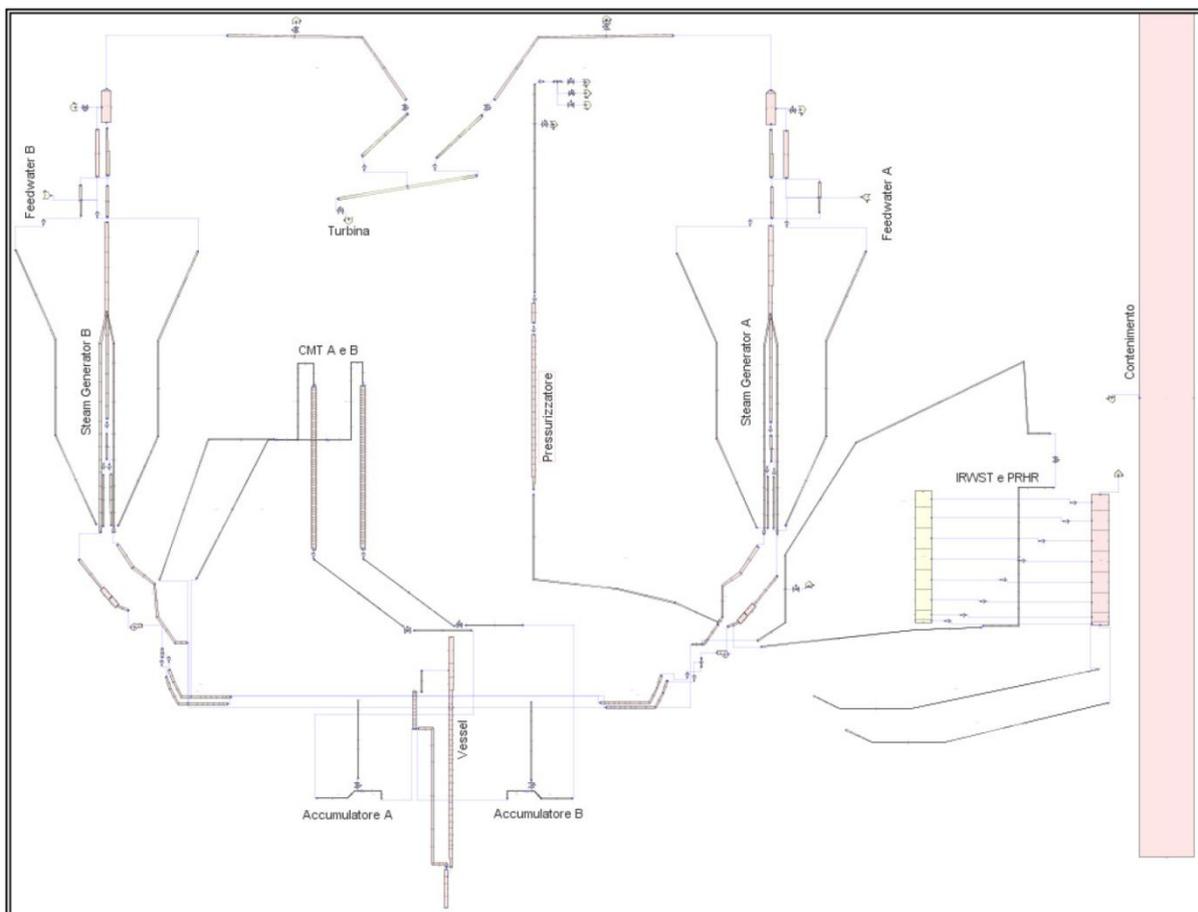


Fig.12: Vista generale della nodalizzazione di SPES-2.

Per poter simulare eventi incidentali di tipo "Station Black-Out" (SBO) si sono modificate anche alcune logiche di intervento e funzionamento di componenti quali valvole, pompe e riscaldatori (sia del pressurizzatore che del core). In seguito verrà fatta una breve descrizione del sistema primario e del sistema secondario [5].

4.1 Nodalizzazione del sistema primario

Il sistema primario è composto dal vessel, 2 hot legs, 4 cold legs, 2 generatori di vapore, 2 pompe, ed un pressurizzatore congiunto alla hot leg A tramite la surge line. Vi sono poi dei loop che collegano le cold legs B1 e B2 rispettivamente alla CMT A ed alla CMT B le quali sono direttamente collegate al vessel tramite le 2 DVI; ad ogni DVI è poi connesso un accumulatore.

Sull'altro ramo del circuito è connesso alla hot leg A il PRHR il quale si riallaccia al circuito primario a monte della pompa che alimenta le cold legs A1 e A2.

Ogni componente del circuito ha accoppiate diverse strutture termiche per tener conto, ove necessario, sia della potenza termica eventualmente prodotta che delle perdite termiche dell'impianto.

I coefficienti di caduta di pressione del modello TRACE alle giunzioni delle condotte e delle valvole, in tutti i componenti sopra descritti, tengono conto della geometria delle linee (gomiti, restringimenti, allargamenti, etc..) e pertanto sono già computati nel calcolo TRACE le relative perdite di carico concentrate.

In seguito verranno elencati i componenti che contraddistinguono le regioni principali del circuito primario:

- Vessel (pipes 126, 130, 140, 150, 160);
- Hot leg A (pipe 200);
- Cold legs A1 e A2 e collettori (pipes 230, 240; pipes 215, 225 e single junctions 225000, 225001);
- Tubi ad U generatore di vapore A (pipe 210);
- Hot leg B (pipe 260);
- Cold legs B1 e B2 e collettori (pipes 290, 230; pipes 275, 285 e single junctions 285000, 285001);
- Tubi ad U generatore di vapore B (pipe 270);
- Surge line e pressurizzatore (pipe 350; pipes 360, 365; single junctions 365000, 365001; pipe 370; valve 390; break 399);
- CMT A, figura 3-2 (pipes 901, 910, 920, 940; single junction 940000; valve 941);
- DVI A (pipes 942, 944, 693);
- Accumulatore A (pipe 850; valve 61);
- CMT B, figura 3-2 (pipes 951, 960, 970, 990; single junction 990000; valve 991);
- DVI B (pipes 992, 994, 698);
- Accumulatore B (pipe 800; valve 71);
- PRHR e connessioni, figura 3-4 (pipes 640, 650, 660; valve 641);
- Pompe A e B (pump 220; pump 280);
- ADS 1°, 2°, 3° stadio (single junction 375000; pipe 375; valves 750, 755, 756; breaks 759; 760; 761);
- ADS 4° stadio (pipe 740; valve 758; break 763).

La Fig.13 mostra il particolare della nodalizzazione delle CMTs A e B.

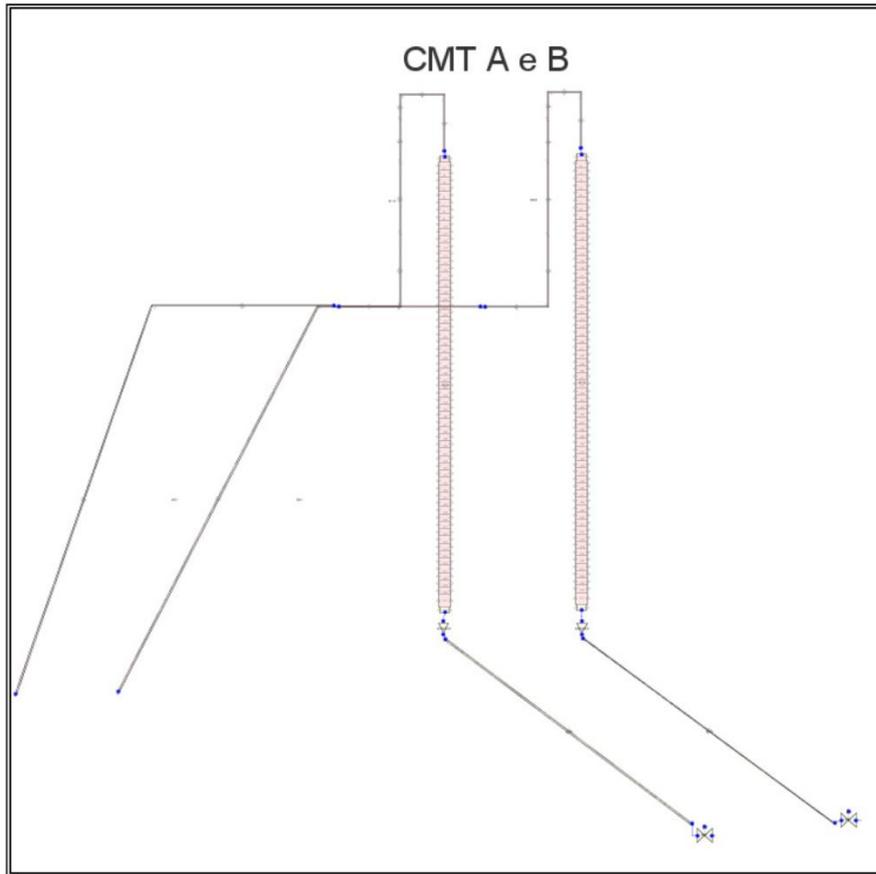


Fig.13: Nodalizzazione CMTs A e B.

4.2 Nodalizzazione del sistema secondario

Il circuito secondario è modellato con delle regioni comuni (collettore di vapore e turbina) e delle regioni separate data la presenza dei due generatori di vapore; le condizioni al contorno imposte da turbina e feedwaters A e B sono state simulate mediante l'utilizzo di un break e due fills.

Il sistema secondario include le seguenti regioni comuni principali:

- collettore di vapore e turbine isolation valve (pipe 600; valve 601);
- turbina (break 603).

Il sistema secondario A include le seguenti regioni principali:

- Feedwater A (fill 51);
- SG A (pipes 470, 472, 476, 420, 430, 435, 440, 450, 100, 490; separator 95; single junctions 470000, 470001, 435000, 435001, 435002);
- SL-A (pipes 492, 494; valve 493; single junction 600000);
- Valvola PORV A (valve 495; break 496);
- Valvola Safety A (valve 497, break 498);
- Feedwater B, figura 3-3 (fill 1);
- SG B, figura 3-3 (pipes 570, 572, 576, 520, 530, 535, 540, 550, 91, 590; separator 81; single junctions 570000, 570001, 535000, 535001, 535002);
- SL-B (pipes 592, 594; valve 593; single junctions 600001);
- Valvola PORV B (valve 595; break 596);
- Valvola Safety B (valve 597; 598).

Naturalmente anche al circuito secondario sono state accoppiate le strutture termiche atte a simulare lo scambio termico nei generatori di vapore e le perdite termiche dei circuiti; per il calcolo delle cadute di pressione ci si è avvalsi della medesima procedura utilizzata per il sistema primario [5].

In Fig. 14 viene riportato un particolare della nodalizzazione del generatore di vapore del loop B.

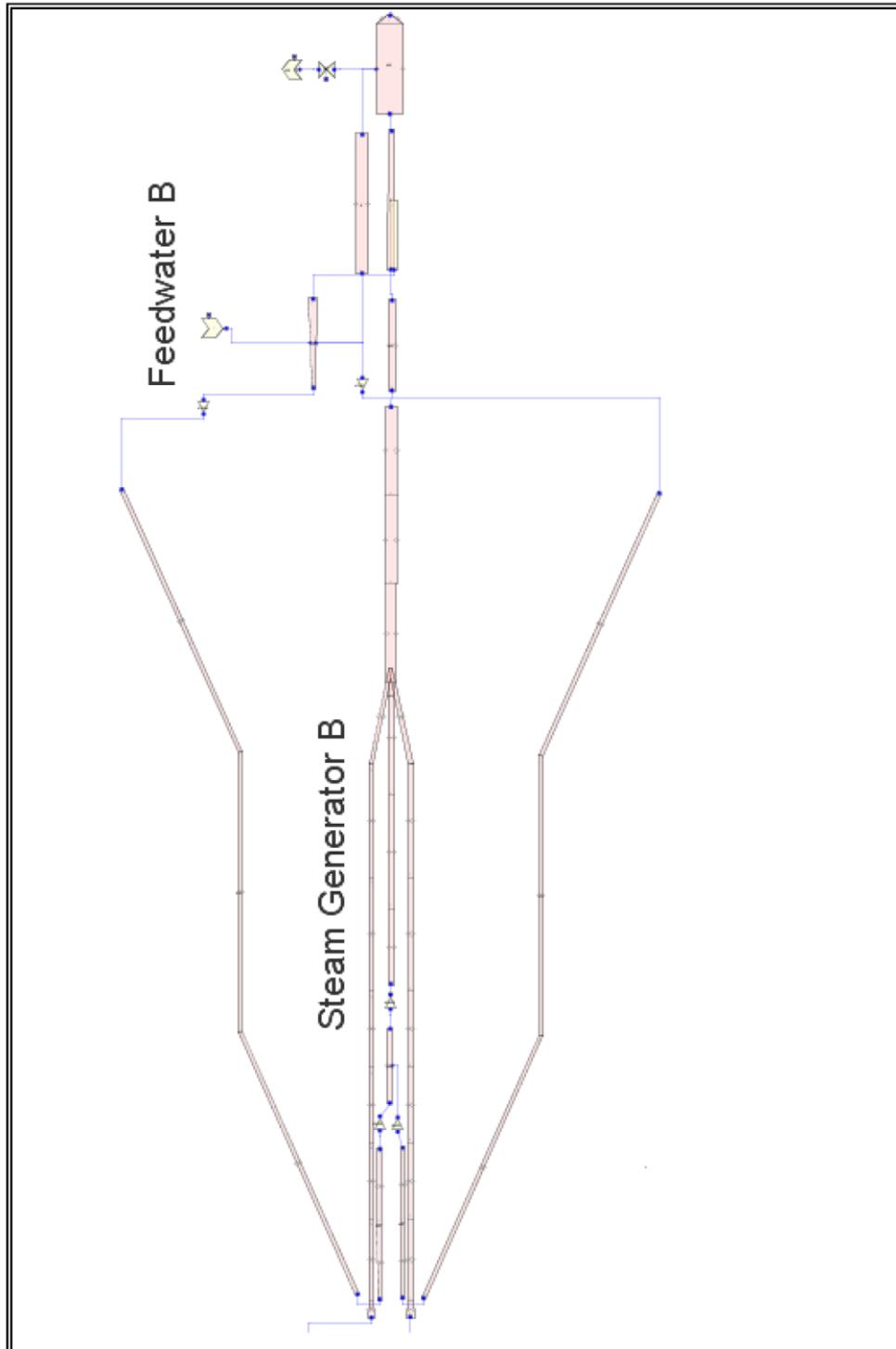


Fig.14: Nodalizzazione del generatore di vapore B.

4.3 Nodalizzazione del sistema di contenimento

L'impianto sperimentale SPES-2 è situato all'interno di una grande struttura che lo protegge dagli eventi atmosferici esterni e all'interno del quale è anche situata una grande piscina simulante l'IRWST, Fig.15, presente nel reattore AP-600. Si è dunque tenuto conto di questo all'interno del modello TRACE mediante i seguenti componenti:

- Contenimento (pipe 10; break 12);
- IRWST (pipes 680, 682; pipes 691, 696; single junctions 681001, 681002, 681003, 681004, 681005, 681006, 681007, 681008; break 685).

IRWST è connessa alle due DVI così come previsto nel reattore AP-600 ed ha strutture termiche accoppiate al PRHR in modo da permettere la rimozione del calore dal core nel caso di transitori incidentali mediante l'instaurarsi della circolazione naturale sia all'interno della piscina sia nel circuito primario [5].

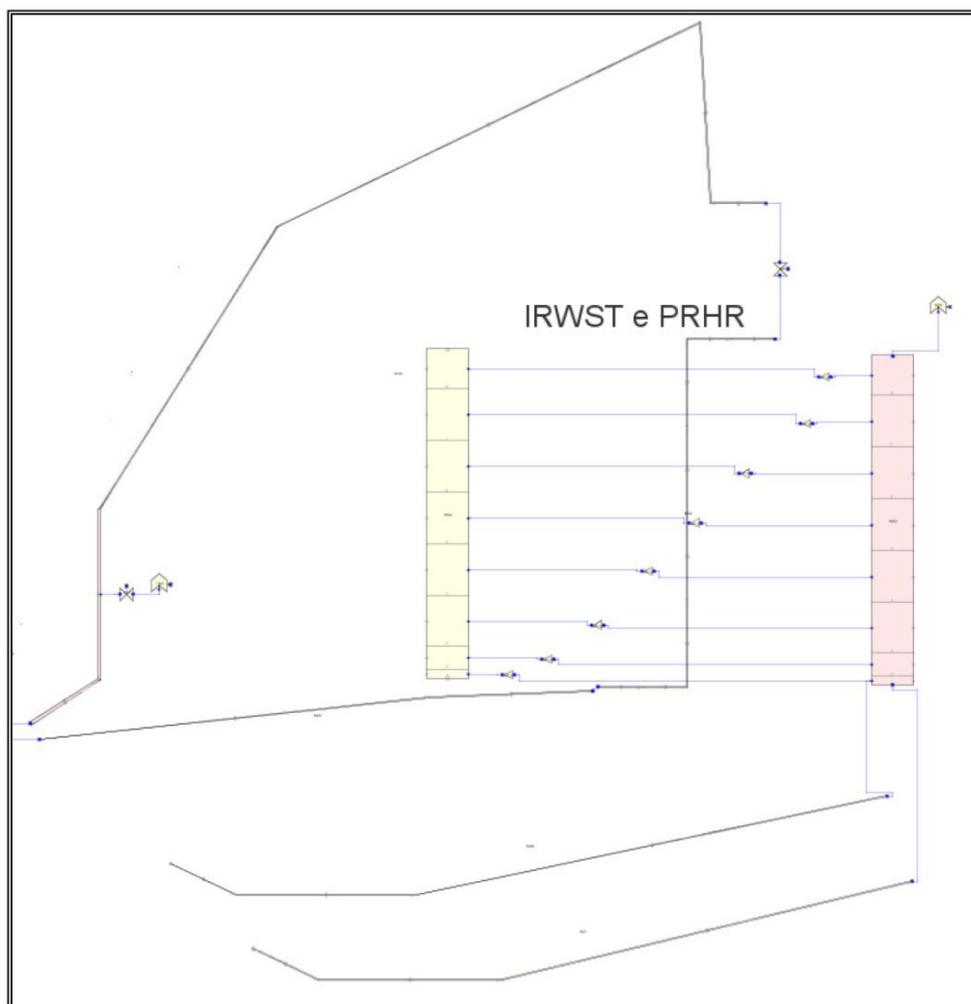


Fig. 15: Nodalizzazione IRWST e PRHR.

5. Descrizione del transitorio di Station Black Out (SBO)

L'impianto elettronucleare AP600 della Westinghouse [6] è equipaggiato con sistemi di sicurezza tali da poter far fronte, a seguito dell'interruzione della generazione di potenza elettrica interna ed esterna, ad un arresto sicuro del reattore ed al mantenimento delle condizioni di refrigerazione necessarie per garantirne l'integrità. Tali sistemi, automaticamente, sono in grado di gestire gli eventi fino a 72 ore dopo il verificarsi dello station blackout (SBO), se lo SBO dovesse perdurare per più tempo sarà necessario che l'operatore intervenga per azionare ulteriori componenti, installati permanentemente nell'impianto, che continuino la procedura di refrigerazione del core e della piscina contenente il combustibile esaurito: quest'ultimi sono in grado di operare per una settimana senza intervenire esternamente dall'impianto. Lo station blackout si traduce in un immediato arresto del reattore mediante l'inserzione, con l'ausilio della sola forza di gravità, delle barre di controllo che, venendo meno l'alimentazione elettrica dell'elettroattuatore, sono libere di cadere. Ciò, pur spegnendo la reazione nucleare di fissione, non arresta la generazione di potenza termica nel core: vi è infatti quella prodotta per decadimento che deve essere continuamente asportata. L'impianto è provvisto di sei banchi di batterie che forniscono la corrente elettrica necessaria ad alimentare la sala di controllo principale e i sistemi di monitoraggio "critici". I sistemi passivi di rimozione del calore dal core si attivano una volta che il livello in uno dei due generatori di vapore si sia abbassato al di sotto di un opportuno valore di soglia. Lo scambiatore di calore per la rimozione del calore residuo (PRHR HX) viene azionato dall'apertura di una valvola di sicurezza che si apre mediante aria compressa senza l'intervento dell'operatore; si instaurano correnti convettive dovute alla circolazione naturale che si destano una volta che l'acqua contenuta nel PRHR, più fredda e densa di quella contenuta nel circuito primario vero e proprio, fluisce per mezzo della sola gravità all'interno del recipiente in pressione rimuovendone il calore di decadimento e riscaldandosi. Il calore rimosso dal PRHR HX viene ceduto al fluido contenuto all'interno di un grosso recipiente posto all'interno dell'edificio di contenimento (IRWST) che inizialmente si trova ad una temperatura di circa 30 °C.

A seguito dell'intervento del PRHR la temperatura del fluido primario scende e, di conseguenza, ne aumenta la densità, ciò causa un abbassamento del livello nel pressurizzatore; se dovesse raggiungersi un setpoint stabilito in fase di progetto (che consiste in un certo livello del pressurizzatore oppure in una data temperatura nella gamba fredda) viene generato un segnale che aziona le valvole di comunicazione della CMT col circuito primario: questo consentirà un'ulteriore refrigerazione del core. Il calore trasferito dal PRHR all'IRWST farà sì che ad un certo punto l'acqua contenuta nella piscina inizi a bollire generando vapore all'interno dell'edificio di contenimento e innalzandone temperatura e pressione: entreranno in azione, a questo punto, i sistemi di refrigerazione del contenimento. È possibile, in ultima analisi, garantire l'arresto e la refrigerazione del core mediante l'ausilio di soli sistemi passivi, ovvero senza l'intervento di componenti che per l'attuazione necessitano di potenza elettrica.

6. Analisi dello SBO in SPES-2 tramite TRACE

Lo studio del transitorio incidentale è stato effettuato dopo una breve simulazione del funzionamento in regime stazionario dell'impianto per ottenere un'ulteriore verifica della validità dell'input grazie al confronto con i dati sperimentali forniti dalla SIET ed i risultati ottenuti, tramite codice RELAP5, dall'ENEA. Il funzionamento a regime dell'impianto è stato simulato per 500 secondi poiché i calcoli raggiungono la convergenza numerica in breve tempo. Come si può osservare nella Tab. 8, i risultati si possono ritenere pianamente in accordo sia con i dati sperimentali che con quelli calcolati col RELAP, le leggere differenze tra i risultati ottenuti dai due codici di calcolo sono attribuibili, come già anticipato, alle differenze geometriche presenti nelle nodalizzazioni dell'uno e dell'altro input poiché nascono per studi di transitori di diversa natura.

Initial conditions				
	Recorded value	Specified value	TRACE value	Units
Heater rod power	4.97	4.99	4.99	MW
Pressurizer pressure	15.37	15.47	15.45	MPa
Cold leg temperature (A1, A2) (RPV connection) (B1, B2)	279.7, 279.4, 277.6, 277.6, (T _s = 278.5)	-	274.66, 274.66 274.57, 274.57	°C
Core inlet temperature	277.9	275.4	274.96	°C
Core outlet temperature	320.4	313.6	313.46	°C
Hot leg temperature(A, B)	315.8, 316.9 (T _s = 316.3)	-	312.85, 312.85	°C
Core flowrate	23.55	24	24.13	Kg/s
Cold leg flowrate (A1, A2, B1, B2)	6.06, 6.24 5.56, 5.82	6.035	6.34, 6.34 (A1,A2) 6.29, 6.29 (B1,B2)	Kg/s
Pump speed (A, B)	3057, 2769	-	3006, 3006	rpm
DC-UH Bypass flowrate	0.13	0.14	0.19	Kg/s
Pressurizer level	3.77	3.8	3.85	m
SG pressure (A,B)	4.97, 4.94	4.9	4.9, 4.9	MPa
SG DC level (A,B)	12.53, 12.70	13	12.47, 12.46	m
SG Main Feed Water temperature (A,B)	225.6, 226.9	227	226.85, 226.85	°C
SG Main Feed Water pressure (A/B)	5.16/5.08	-	5.2, 5.2	MPa
SG Main Feed Water flowrate (A,B)	2.0, 2.2	1.35	1.37, 1.36	Kg/s
ACC level (A,B)	2.33, 2.30	2.3	2.3, 2.3	m
ACC water temperature (A,B)	24.4, 23.4	20	24.35, 23.00	°C
ACC pressure (A,B)	4.93, 4.98	4.8	4.92, 4.97	MPa

Tab. 8: Condizioni iniziali.

Il transitorio ha inizio all'istante 500 con l'isolamento della turbina mediante la chiusura delle MSIVs e lo spegnimento delle pompe di alimento del circuito secondario e delle pompe di circolazione del primario come diretta conseguenza dell'evento ipotizzato. Lo SCRAM viene effettuato con un ritardo di 3 s ed in questo lasso di tempo i generatori di vapore, ormai isolati, non riescono ad asportare la

potenza termica generata nel core Fig. 16. Si assiste dunque ad un aumento di pressione sia nel circuito primario che nel secondario, Figg. 17 e 18, ad un repentino decremento di portata all'interno del vessel oltre che un incremento di temperatura nel sistema e di livello di liquido nel pressurizzatore, Figg. 19 e 20.

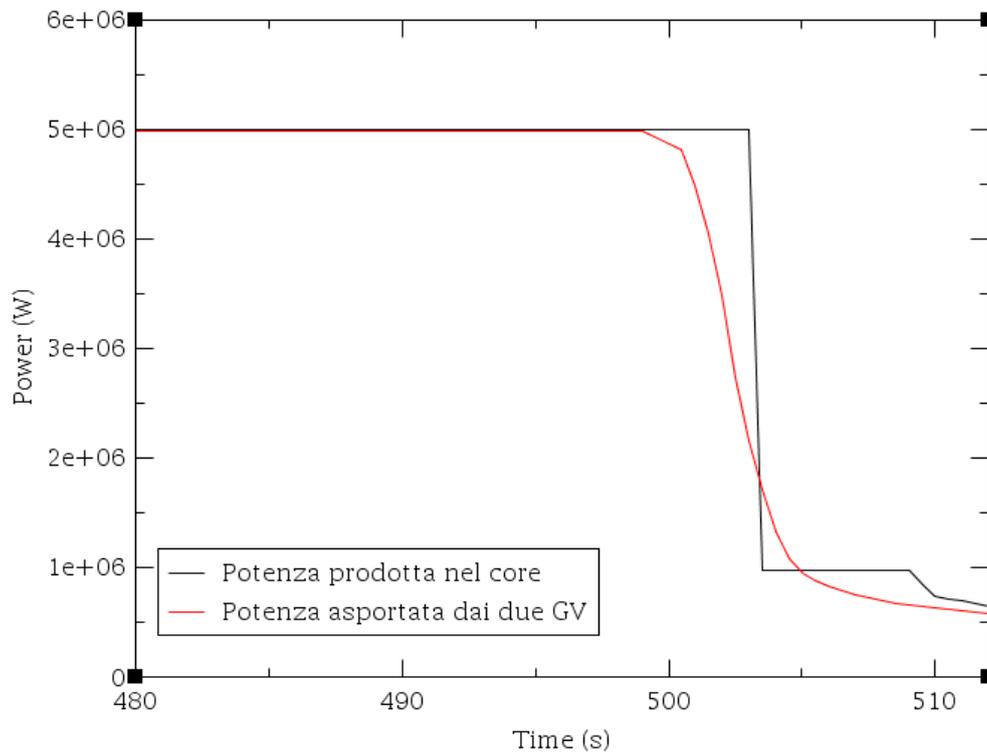


Fig. 16: Potenza generata ed asportata nei primi istanti del transitorio.

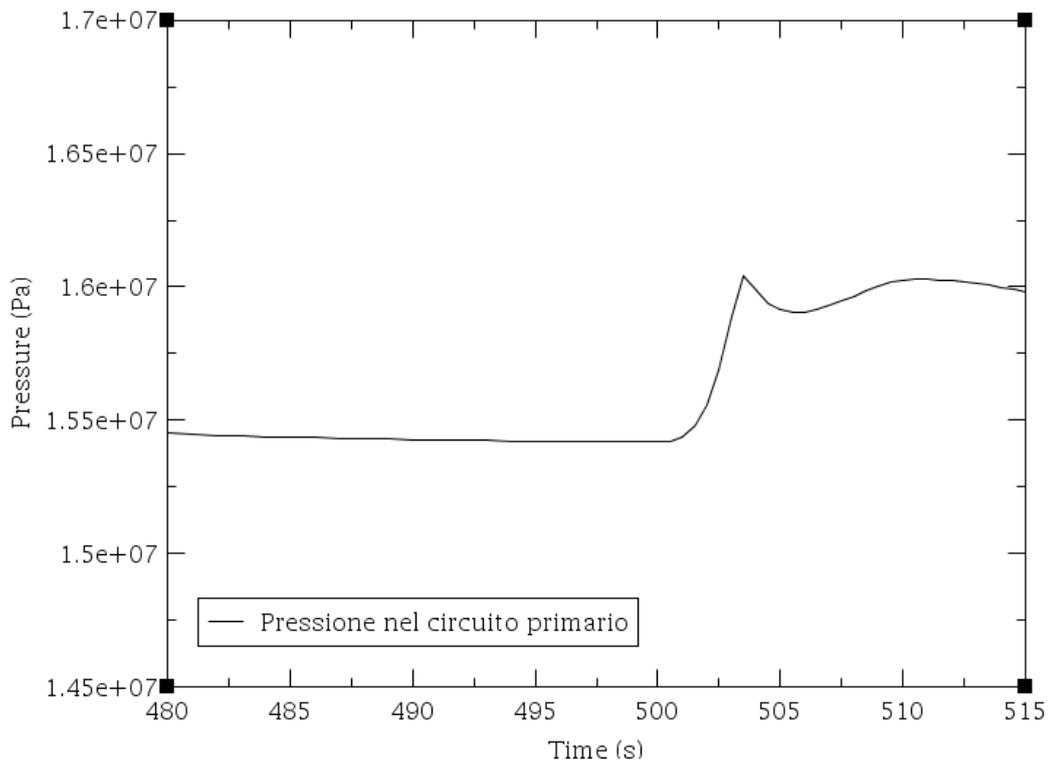


Fig. 17: Pressione nel pressurizzatore nei primi istanti del transitorio.

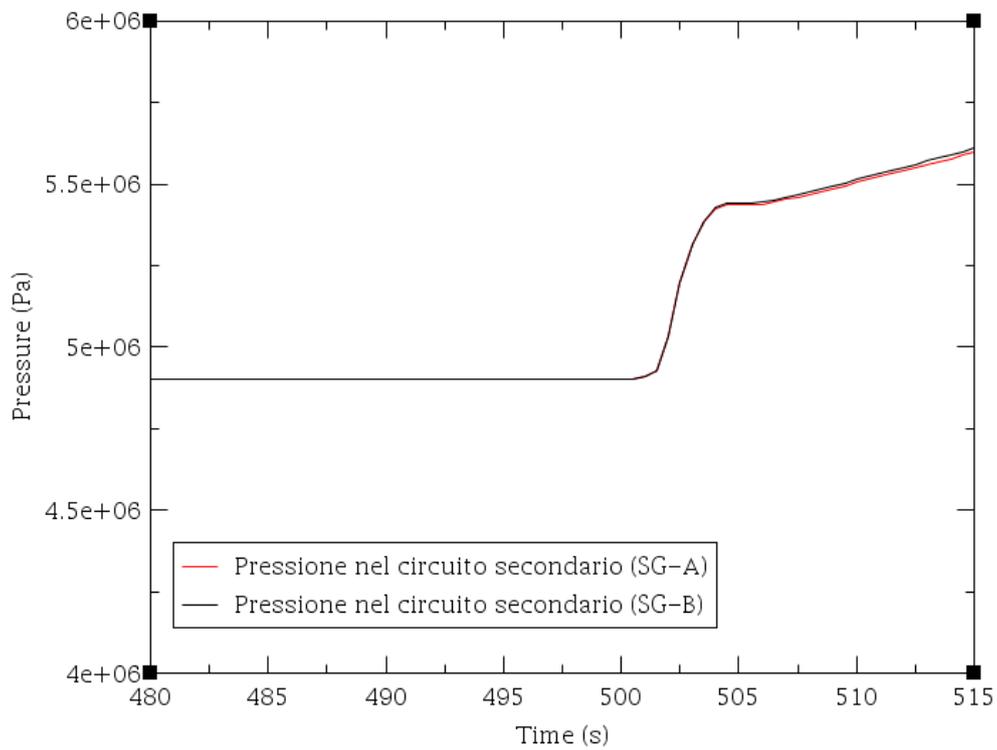


Fig. 18: Pressione nei due rami del circuito nei primi istanti del transitorio.

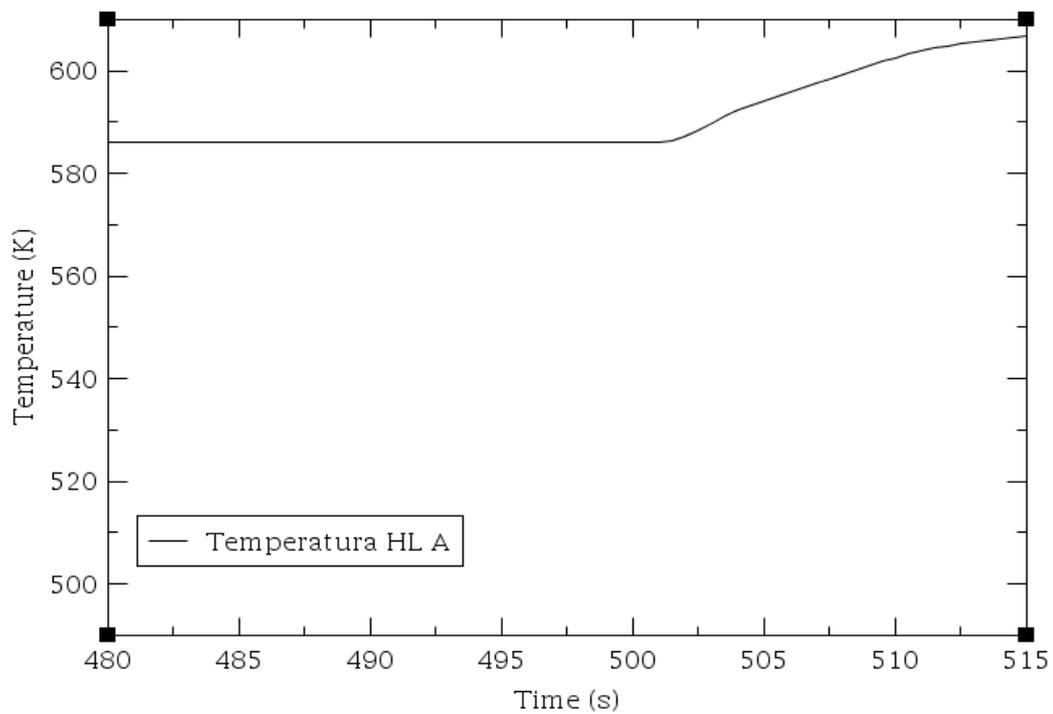


Fig. 19: Temperatura nella hot leg nei primi istanti del transitorio.

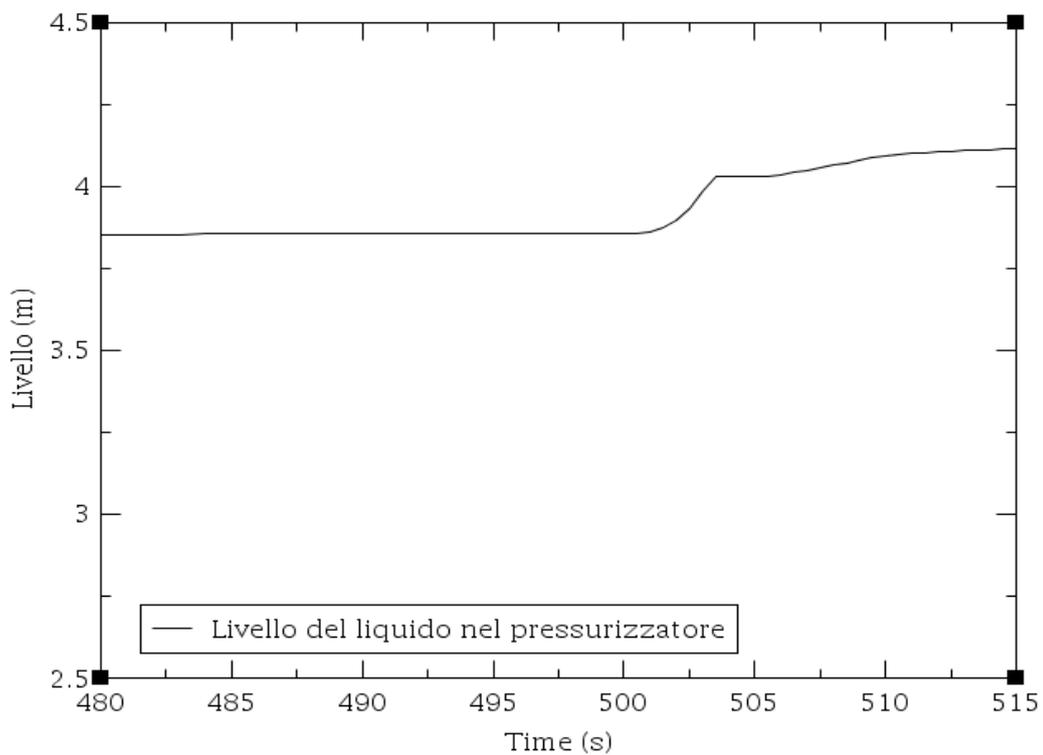


Fig. 20: Livello di liquido nel pressurizzatore nei primi istanti del transitorio.

All'istante 504 s ha termine il coastdown delle pompe e nel circuito primario dopo una breve fase di inerzia del fluido la circolazione dello stesso sarà dovuto solo a cause naturali; la continua produzione di vapore all'interno dei generatori fa sì che il livello di liquido al loro interno diminuisca rapidamente e al 6° secondo, quando nel generatore A, l'acqua è arrivata ad una quota minore di 11,17 m, Figg. 21, entra in azione il PRHR con l'apertura della valvola che lo mette in comunicazione con le cold legs A1 e A2.

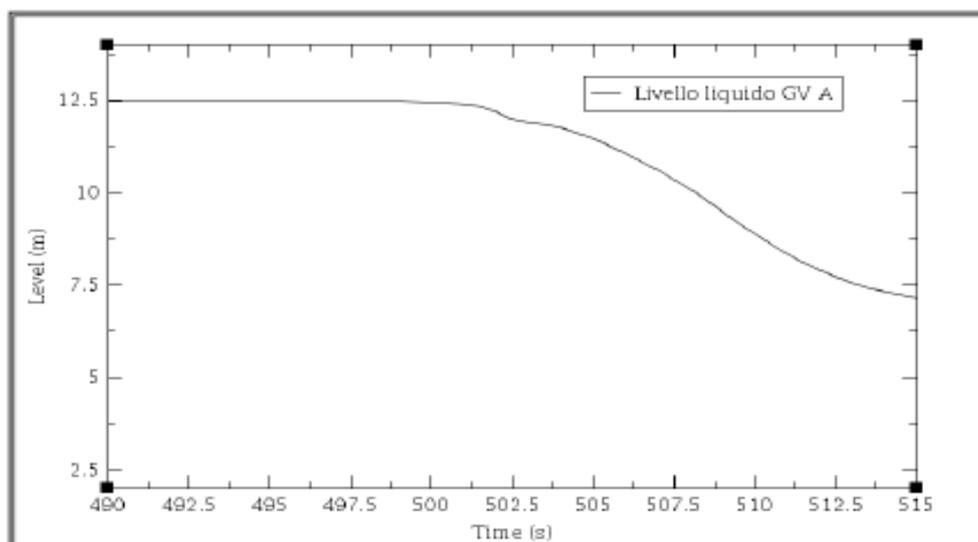


Fig. 21: Livello di liquido nel generatore di vapore nei primi istanti del transitorio

Il PRHR introduce nel sistema acqua "fredda" abbassandone la temperatura e conseguentemente la pressione Figg. 22 – 23.

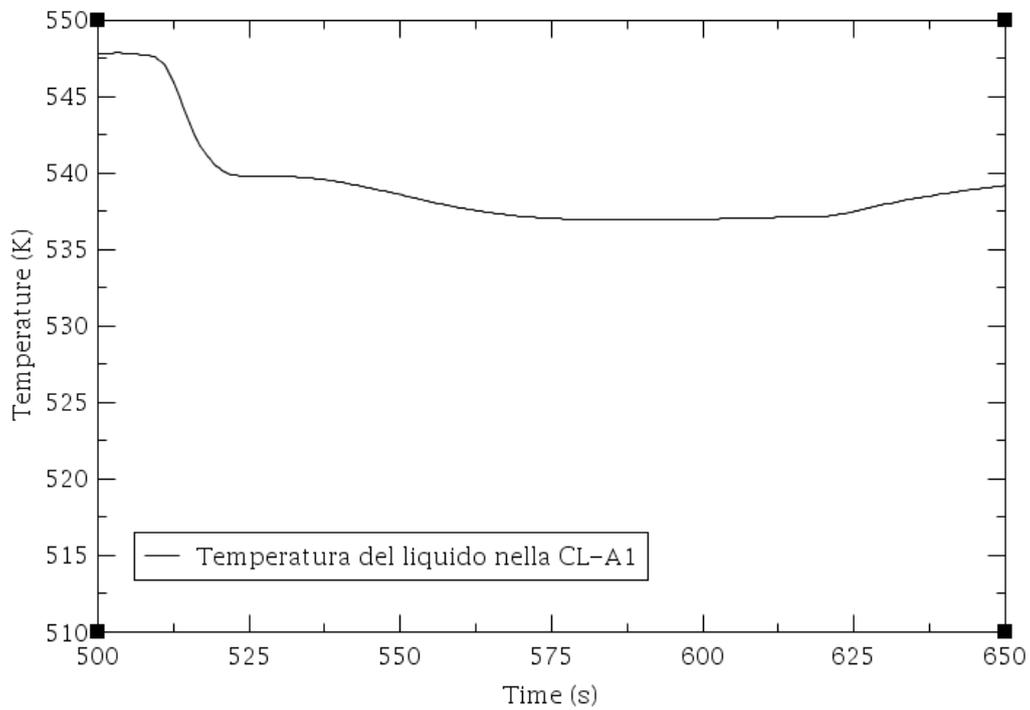


Fig. 22: Temperatura del liquido in cold leg A1.

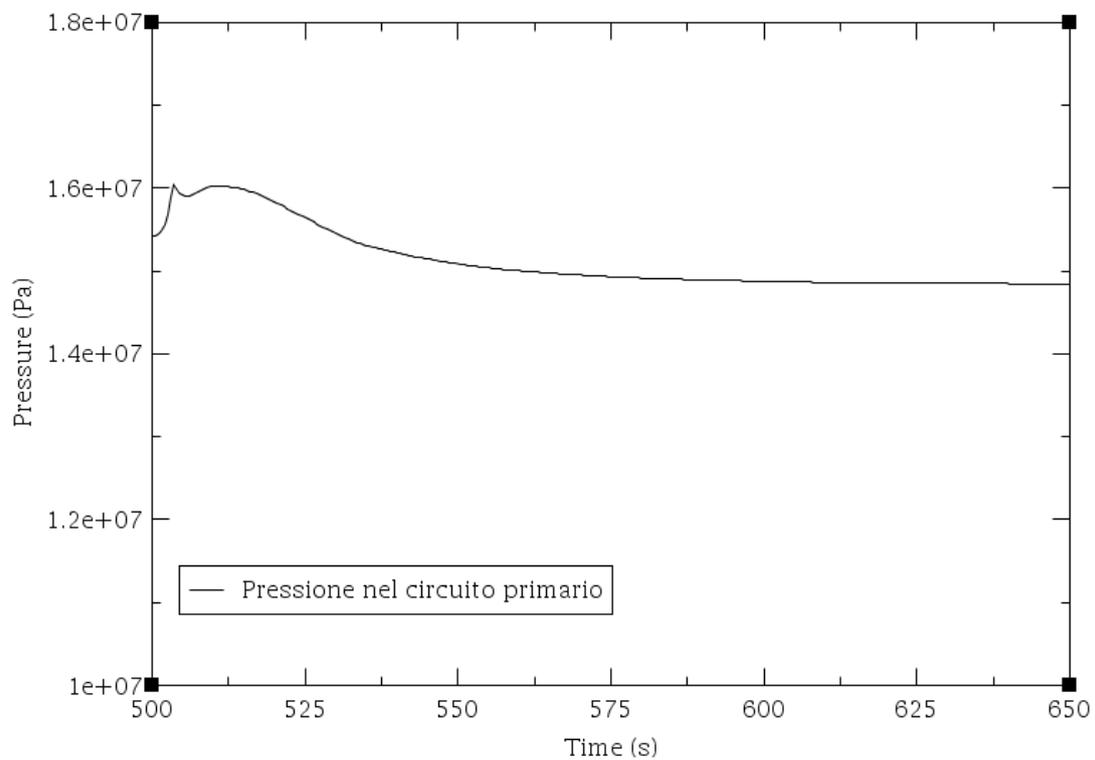


Fig. 23: Andamento della pressione nel circuito primario.

Si osserva anche un'inversione dell'andamento del livello del liquido nel pressurizzatore che adesso va decrescendo, Fig. 24, mentre i due rami del circuito iniziano ad avere un andamento asimmetrico poiché il liquido circolante nelle cold legs A1 e A2 si trova ad una temperatura mediamente inferiore rispetto a quello presente nelle cold legs B1e B2, Fig.25.

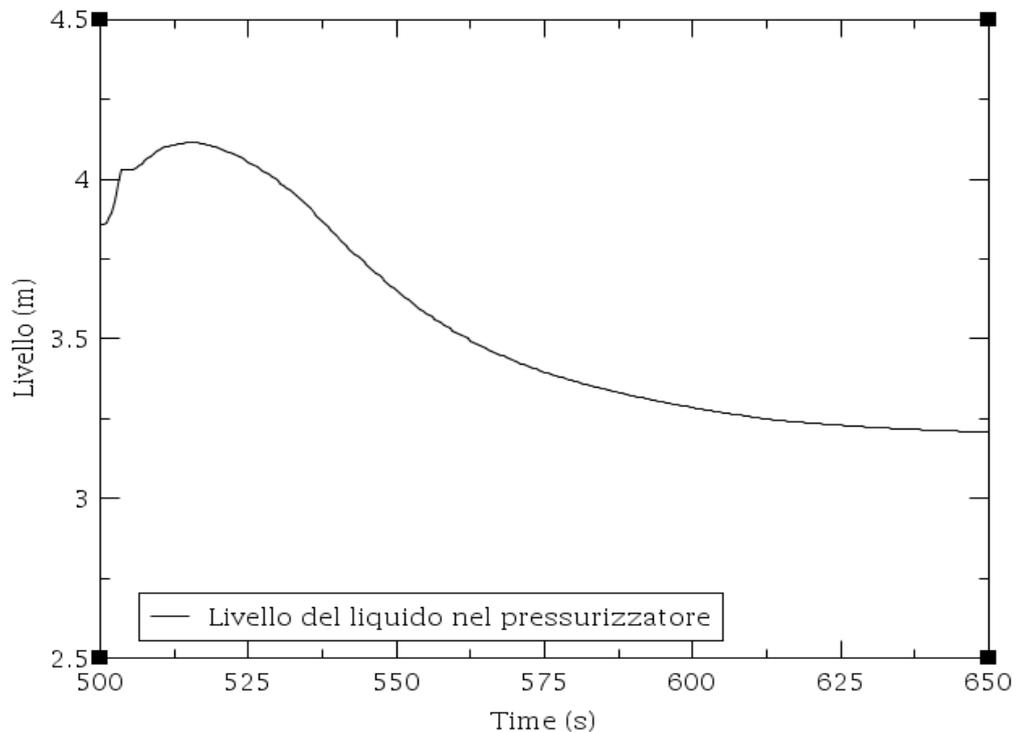


Fig. 24: Andamento del livello di liquido nel pressurizzatore.

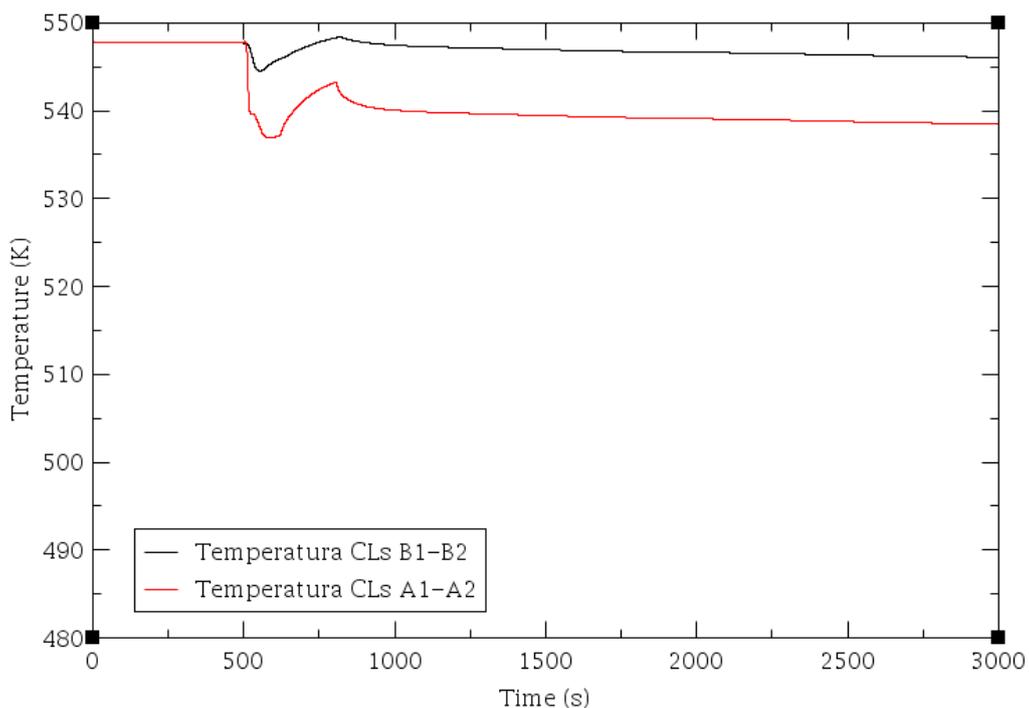


Fig. 25: Asimmetria della temperatura nei due rami del circuito primario.

L'asimmetria si ripercuote su tutto il sistema facendo sì che i generatori di vapore si comportino diversamente: nel generatore di vapore A viene introdotta una potenza termica minore rispetto a quella immessa nel generatore di vapore B perché il primo, trovandosi sullo stesso ramo del PRHR, vede circolare all'interno dei tubi ad U solo parte della portata che entra nella hot leg A, Fig. 26.

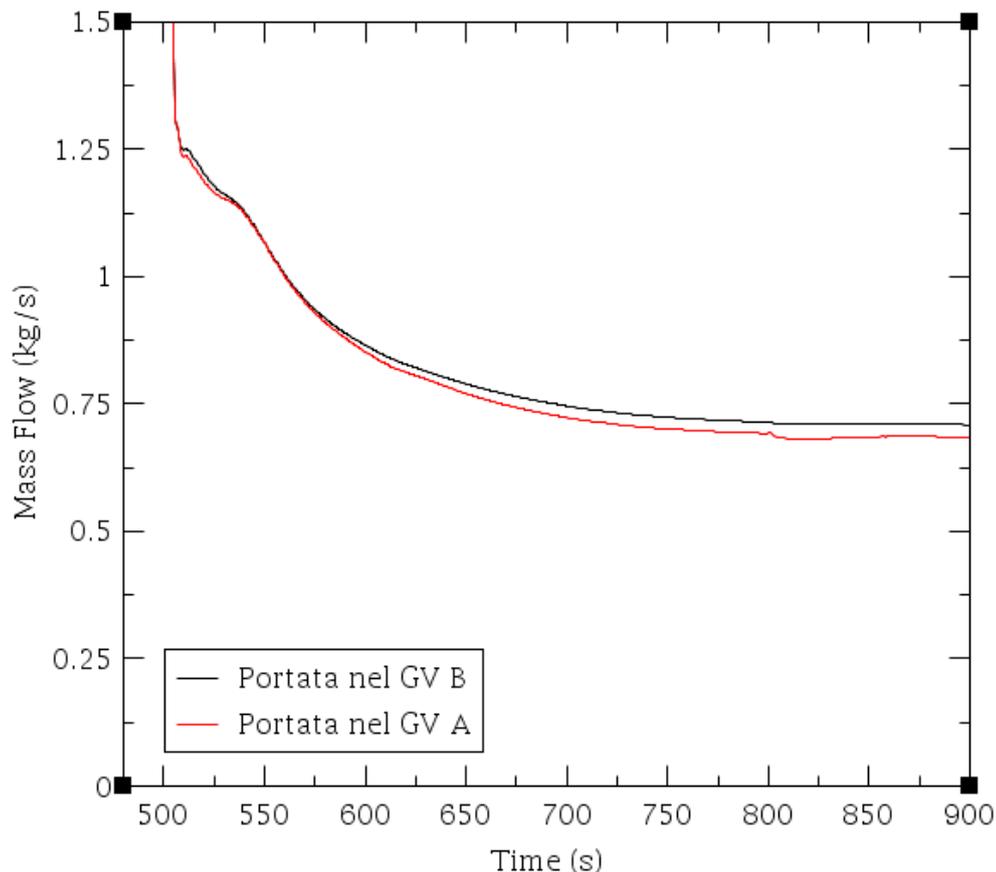


Fig. 26: Portata di liquido primario nei due generatori di vapore.

I generatori di vapore hanno ancora un carico termico eccessivo infatti la pressione negli stessi, lato mantello, continua a crescere fino a quando, all'istante 546.5 s ed all'istante 548.5 s, si aprono rispettivamente la valvola PORV B e PORV A poiché la pressione raggiunge i 63 bar. Da questo momento le principali grandezze assumono ognuna un andamento ben preciso per circa un'ora: la temperatura e la pressione nel primario sono in diminuzione Figg. 27÷28, mentre nel secondario le pressioni sono oscillanti attorno al valore di 63 bar a causa della continua apertura e chiusura delle PORVs; l'asimmetria nel comportamento dei generatori di vapore è mostrata anche dalla diversa velocità con la quale diminuisce il livello del liquido negli stessi, Fig.29. All'istante 4388 s e all'istante 4391 s la pressione nei due generatori di vapore, rispettivamente A e B, scende sotto i 63 bar e le rispettive valvole PORV si chiudono definitivamente quando il livello di liquido nel generatore A è di 3.51 m e in B di 3.47 m. Raggiunta all'istante 6858.5 la temperatura di 260 °C nelle cold legs A1 e A2 si ha l'apertura delle valvole di connessione delle CMTs col primario e viene introdotta nel vessel tramite le DVI acqua alla temperatura di 20° C determinando un ulteriore abbassamento della temperatura in tutto il sistema e nel pressurizzatore il livello del

liquido inizia a crescere, Fig. 30. Per tutto il resto del transitorio la pressione continuerà a diminuire nel circuito primario mentre nel circuito secondario tenderà a stabilizzarsi a circa 24.7 bar, Fig. 31.

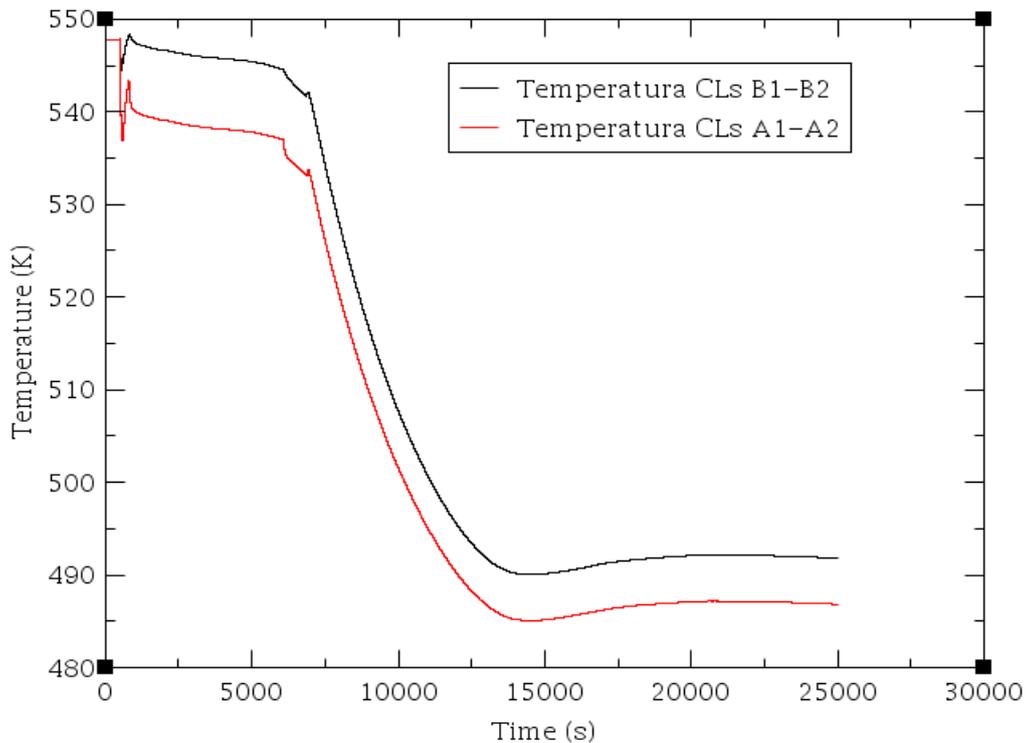


Fig. 27: Andamento complessivo della temperatura del fluido in cod legs.

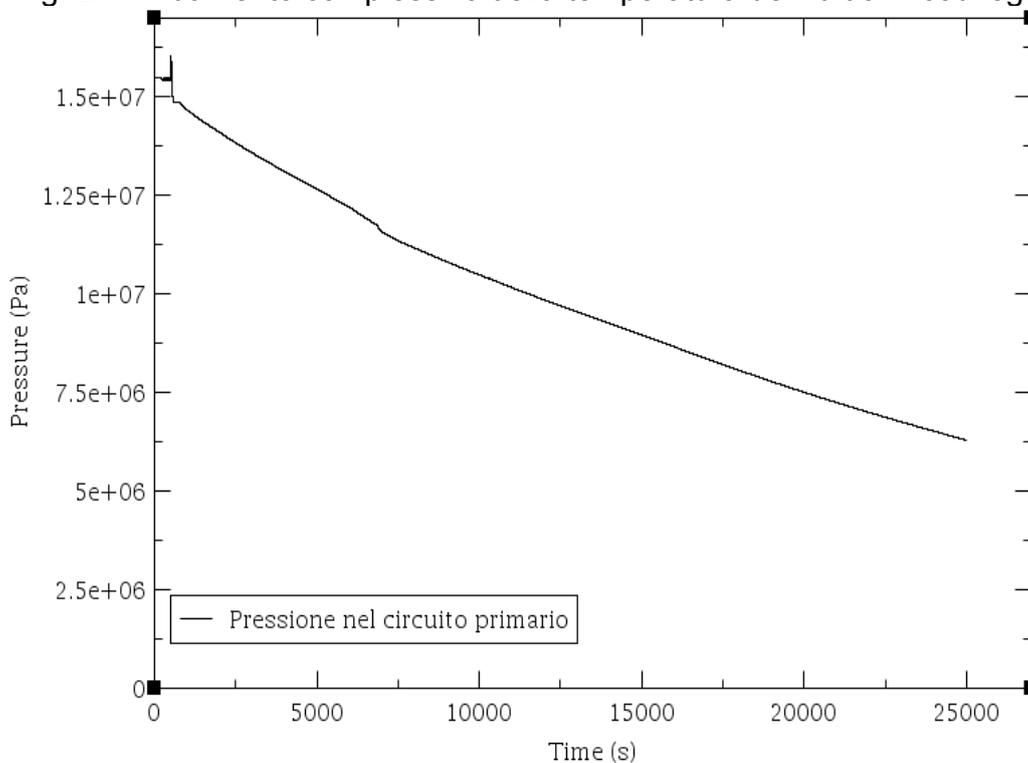


Fig. 28: Andamento complessivo della pressione del circuito primario.

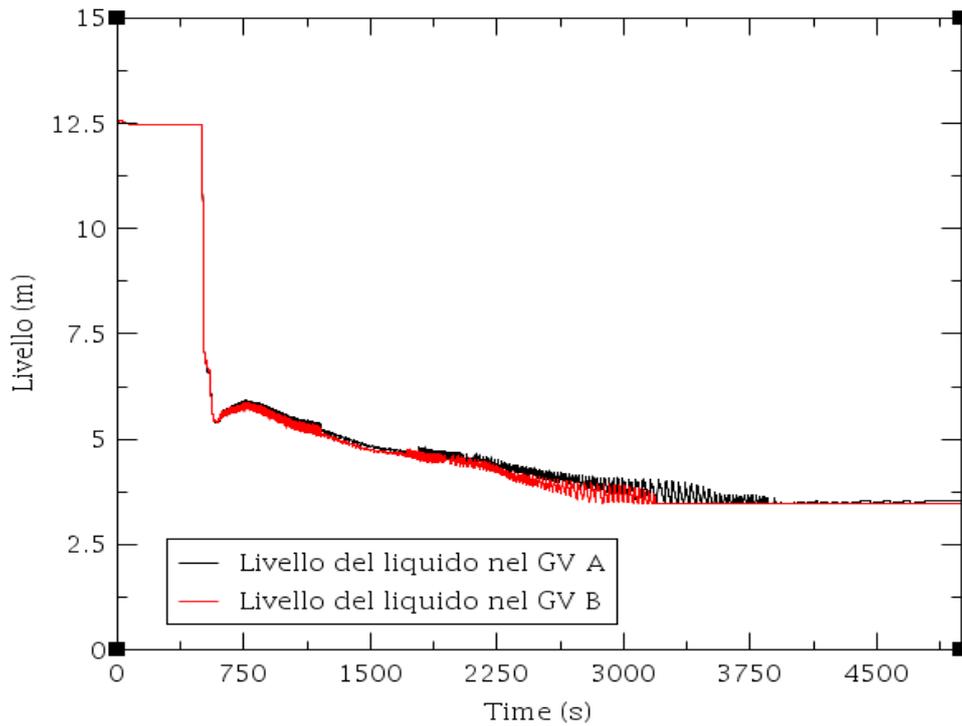


Fig. 29: Asimmetria del livello di liquido nei generatori di vapore.

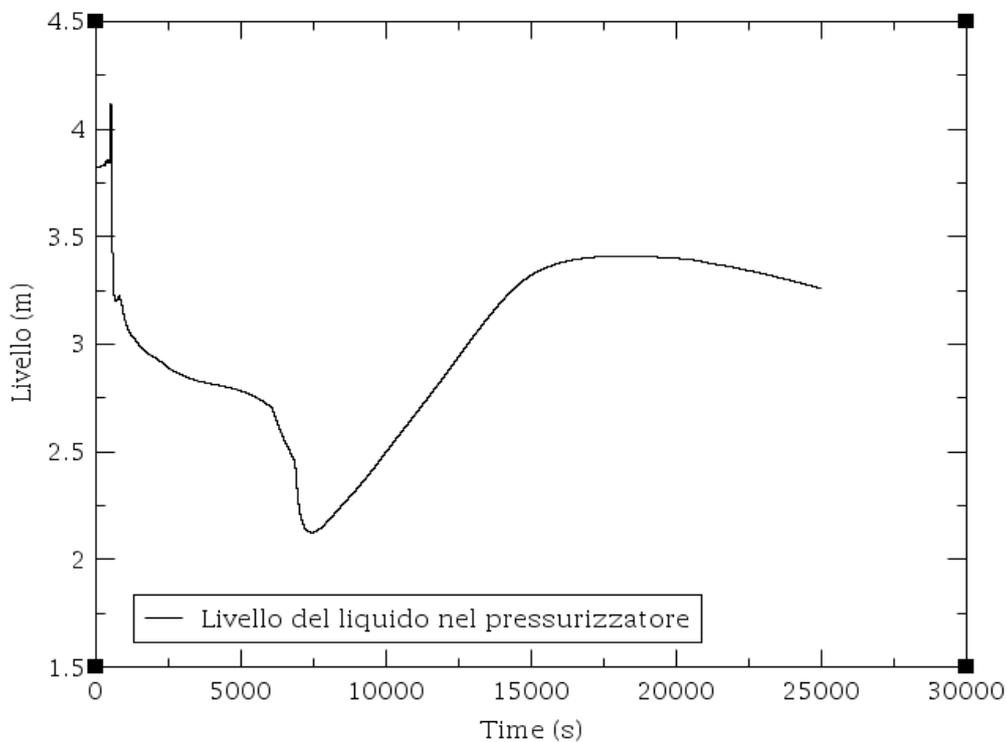


Fig. 30: Andamento complessivo del livello di liquido nel pressurizzatore.

Il transitorio viene simulato per 25000 s quando la potenza di decadimento all'interno nel core si è ridotta a 45.15 kW, le temperature delle cold legs A1 e A2 si sono quasi stabilizzate al valore di 213.5 °C mentre quelle del ramo B si trovano ancora ad una

temperatura superiore, 218.6 °C; le temperatura delle hot legs A e B è di 424.6 °C con un margine di sottoraffreddamento di circa 55°C, Fig. 32.

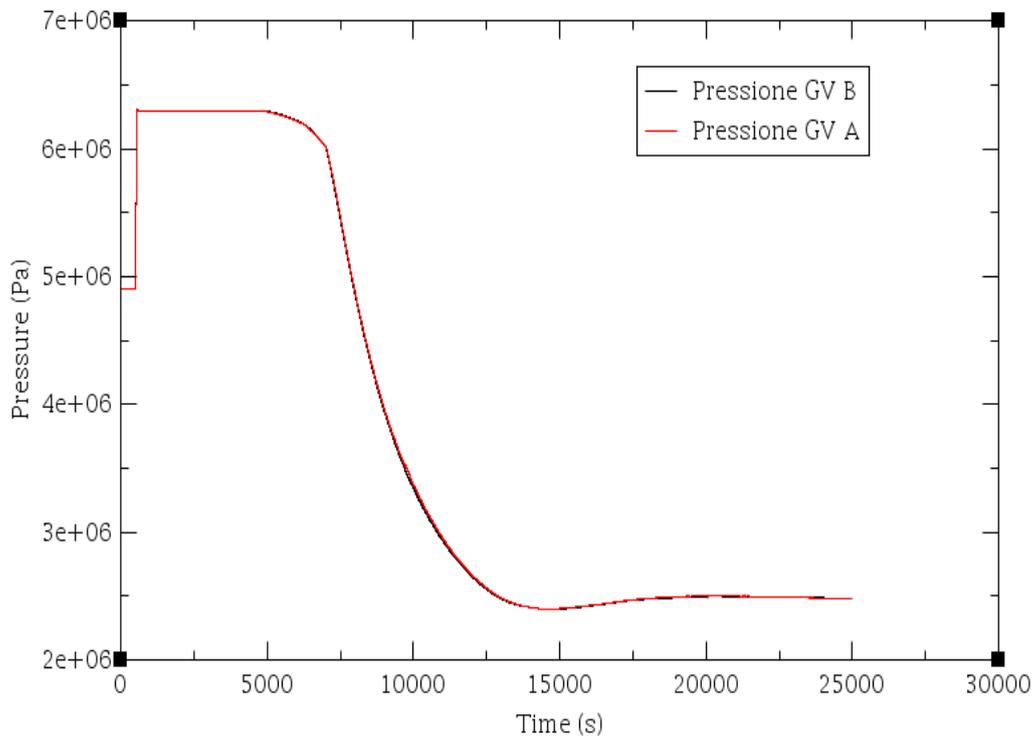


Fig. 31: Andamento complessivo della pressione nel circuito secondario.

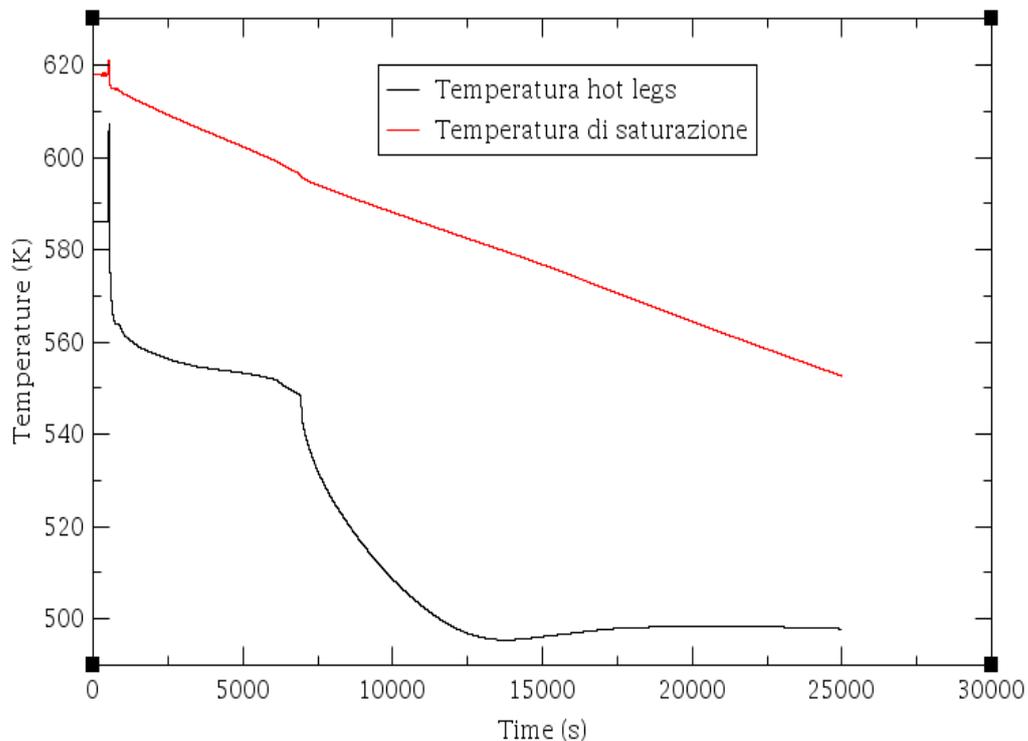


Fig. 32: Andamento complessivo della temperatura nelle hot legs e delle rispettive temperature di saturazione.

La Tab.9 riassume gli eventi principali caratterizzanti il transitorio.

Station Black-Out: main events				
Event	Setpoint	Time (s)	Primary Pressure (MPa)	Secondary Pressure (SGA) (Mpa)
Steam Line A/B closure	No AC Power	500	15.47	49.07
Feed Water A/B closure	No AC Power	500	15.47	49.07
SCRAM Signal	No AC Power + 3s delay	503	16.04	53.14
Coastdown start/end	No AC Power	500/504	15.47/15.98	49.07/54.24
PRHR valve open	SGA liquid level < 11.16 m	506	15.9	54.39
SGA PORV open/close	SGA Pressure > 6.3 MPa/< 6.3MPa	548.5/4388	15.10/12.93	6.3
SGB PORV open/close	Pressure > 6.3 MPa/< 6.3MPa	546.5/4391	15.12/12.93	6.3
CMTs valve open	T _{core} < 260 °C	6858.5	11.73	6.05
End of test	-	25000	6.29	2.47

Tab.9. Principali eventi del transitorio.

7. Codice di calcolo CATHARE

CATHARE (Code for Analysis of THERmalhydraulics during an Accident of Reactor and safety Evaluation) è un codice di sistema messo a punto per le analisi di sicurezza dei reattori PWR ed è utilizzato per supportare il processo di “licensing” degli impianti nucleari della filiera francese (N4, EPR).

In particolare, il codice CATHARE2, nato nel 1979 [7], è il risultato di una collaborazione tra il CEA (Commissariat à l'Énergie Atomique), l'IRSN (Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire), EDF (Électricité de France) e AREVA NP. Esso è un codice di calcolo che tratta la termoidraulica del fluido termovettore in una rete sostanzialmente monodimensionale tramite un modello a due fluidi (liquido e vapore) e 6 equazioni di bilancio (massa, quantità di moto ed energia) per le 6 principali variabili: entalpia di liquido e gas (H_l , H_g), velocità di liquido e gas (V_l , V_g), pressione (P) e grado di vuoto (α). Inoltre sono incluse le equazioni di trasporto per considerare fino a quattro tipi di gas incondensabili (x_i) e fino a dodici componenti radio-chimici.

I valori di pressione trattabili sono compresi tra 0.1 e 25 MPa, le temperature del gas possono essere comprese tra 20 e 2000 °C e le velocità massime del fluido tali da non superare le condizioni di sonicità. Il codice ha una struttura di tipo modulare. Ciascun modulo rappresenta un modello termoidraulico adatto a descrivere un certo tipo di elemento. All'interno del modulo vengono risolte le equazioni di bilancio per le variabili interne ed esterne (giunzioni). Questi moduli possono essere assemblati e combinati attraverso le giunzioni per rappresentare il layout del circuito primario e secondario di qualsiasi reattore e qualsiasi “facility” sia di tipo ad effetti separati che di tipo integrale.

I moduli principali sono:

- modulo “Axial” (1-D module): viene impiegato per descrivere parti di impianto in cui il flusso del refrigerante è prevalentemente di tipo monodimensionale come ad esempio un pipe o il riser di un reattore;
- modulo “Volume” (0-D module): è un modulo a 2 nodi utilizzato per descrivere volumi di fluido di grossa taglia (plenum) con la possibilità di considerare diverse connessioni ad altri moduli. Tale modulo può essere impiegato per simulare il pressurizzatore, l'accumulatore, la cupola del generatore di vapore ed il lower e l'upper plenum di un PWR. Il modulo volume è dotato di speciali correlazioni per determinare il livello “gonfiato” (livello di pelo libero in cui si tiene in considerazione il volume occupato dalla fase vapore dispersa nella fase liquida), oppure stratificazioni totali o parziali e fenomeni di separazione di fase alle giunzioni;
- modulo 3-D: esso è un elemento impiegato per descrivere fenomeni multidimensionali nel vessel a seguito di transitori incidentali come ad esempio il LB-LOCA dove fenomeni di svuotamento del plenum inferiore e successivo reflooding hanno forti componenti tridimensionali;
- modulo BC (boundary condition): serve per imporre le condizioni al contorno del reattore o della facility. Alle giunzioni di un modulo 1D o 0D si possono imporre i valori di uno o più parametri idraulici (pressione, velocità, portata per ogni fase, frazione di vuoto, etc.), a seconda del tipo di condizione imposta, le BC possono essere definite all'ingresso o all'uscita di un elemento.;

- sottomodulo WALL multistrato: la sua applicazione consente di tenere conto della fenomenologia della conduzione termica radiale;
- sottomodulo EXCHANGER: si impiega per simulare lo scambio termico tra circuiti idraulici distinti (generatore di vapore) oppure all'interno dello stesso circuito (downcomer/riser);
- gadget TEE (1-D): è usato per rappresentare una derivazione laterale (tee branch) a partire da un modulo axial che rappresenta il ramo principale (modulo 1-D);
- Gadget SOURCE (sorgente di massa) e SINK (pozzo di massa): vengono utilizzati per simulare iniezioni o prelievi di massa dal sistema;
- accumulatore: permette di simulare lo specifico componente;
- BREAK: simula la rottura in un pipe;
- valvole, valvole di sicurezza, valvole di controllo, limitatori di flusso;
- pompa ad 1-nodo.

Inoltre il codice include delle relazioni di chiusura riguardanti i principi di conservazione della massa della quantità di moto e dello scambio termico tra le fasi del medesimo fluido e tra ciascuna fase e i confini del sistema termoidraulico.

La maturità raggiunta dal codice CATHARE, lo rende uno strumento molto versatile e in grado di simulare praticamente ogni tipo di reattore raffreddato ad acqua, e quindi anche i circuiti termoidraulici convenzionali come, ad esempio, le facilities sperimentali.

8. Nodalizzazione CATHARE della “facility” SPES – 2

La nodalizzazione della “facility”, realizzata tramite l’impiego della versione V2.5_2 mod8.1 di Cathare, è stata condotta nel rispetto delle dimensioni geometriche dei vari componenti che la costituiscono e della topologia dei suoi circuiti, cercando di rappresentare al meglio le specifiche di progetto dell’impianto SPES 2 [3].

Va ricordato che le dimensioni in altezza della “facility” SPES sono in scala 1:1 mentre le sezioni di passaggio sono in scala 1:397 rispetto quelle del reattore AP-600.

Nelle Fig. 33 - 34 vengono riportati gli schemi della nodalizzazione del canale di potenza e del loop A caratterizzato dalla presenza del pressurizzatore. Per la descrizione geometrica dettagliata del modello vedi [2], qui vogliamo semplicemente ricordare che molte delle scelte nella nodalizzazione della “facility” influenzano fortemente il risultato delle simulazioni.

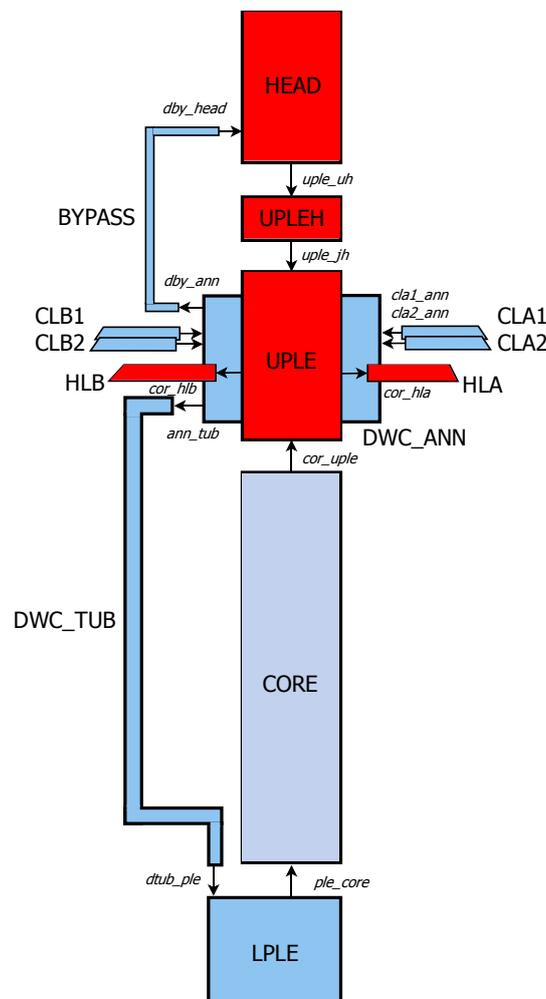


Fig.33: Particolare della nodalizzazione del canale di potenza.

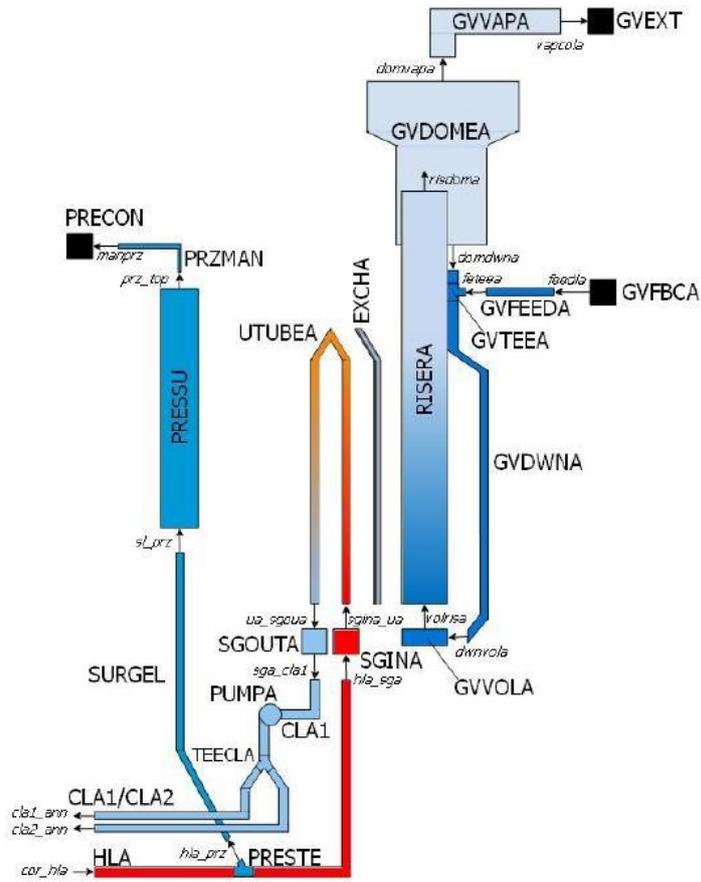


Fig.34: Particolare della nodalizzazione del loop A.

8.1 Nodalizzazione dei sistemi di emergenza passivi

In questo paragrafo riportiamo alcuni particolari della nodalizzazione dei sistemi di emergenza dell'AP 600.

Ciascuna delle due CMTs è stata nodalizzata tramite:

- Un tee di innesto della balance line in cold leg (B1, B2) corredato di valvola di check e di control raggruppate tramite l'operatore ECHECK;
- Un axial che rappresenta la balance line (ILCB);
- Un volume che rappresenta la CMT (CMTB);
- Un axial che rappresenta la return line (CMTBO);
- Un tee di innesto della return line in DVI corredato di valvola di check e di control raggruppate tramite l'operatore ECHECK.

In Fig. 35 viene riportata la nodalizzazione della core make up tank del loop B.

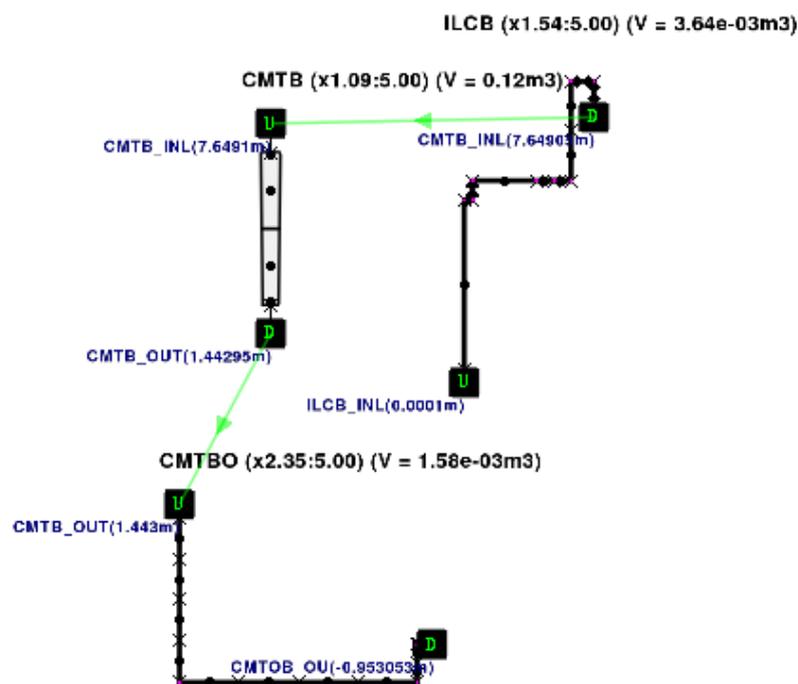


Fig. 35: Rappresentazione tramite GUTHARE della nodalizzazione della CMTB.

Il PRHR è stato nodalizzato tramite vedi (Fig. 36):

- Un tee di innesto della supply line in hot leg A corredato di valvola di check e di control raggruppate tramite l'operatore ECHECK;
- Un axial che rappresenta la supply line (SLPR);
- Un axial che rappresenta lo scambiatore di calore a C (HXPR);
- Un axial che rappresenta la return line (RLPR);
- Un tee di innesto della return line in cold leg A1 corredato di valvola di check e di control raggruppate tramite l'operatore ECHECK.

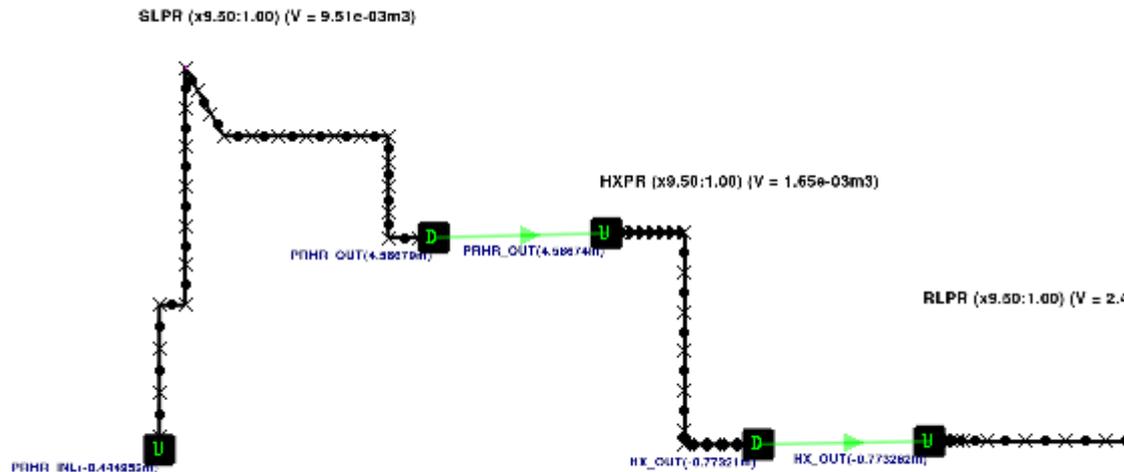


Fig. 36: Rappresentazione tramite GUTHARE della nodalizzazione del PRHR.

L'IRWST è stato nodalizzato tramite (vedi Fig. 37):

- Due axial che rappresentano il tratto della piscina accoppiato termicamente allo scambiatore di calore dell'HXPR ;
- Un volum che rappresenta la base della piscina;
- Un volum che rappresenta la parte in alto della piscina supposta in collegamento con l'ambiente circostante.

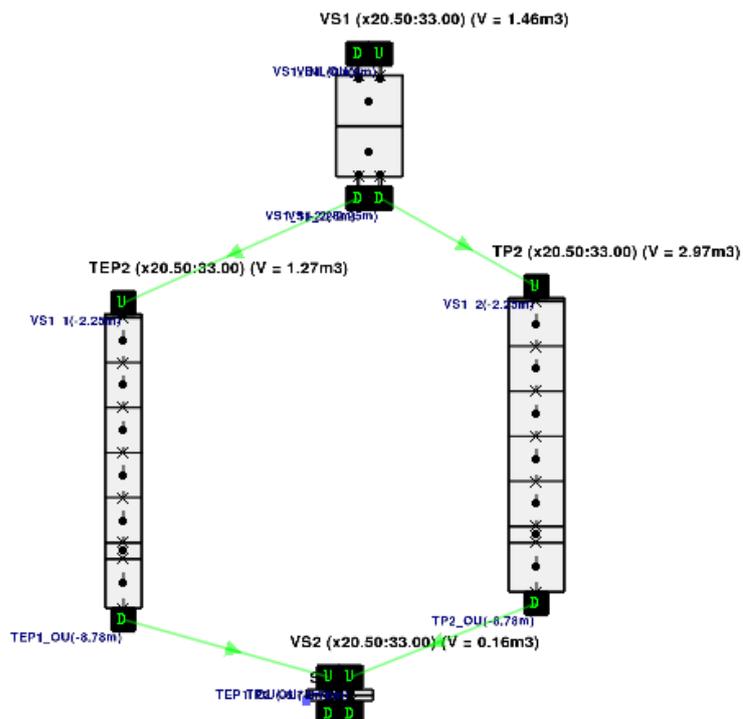


Fig. 37: Rappresentazione tramite GUTHARE della nodalizzazione dell'IRWST.

Ciascuno degli accumulatori è stato nodalizzato tramite (vedi Fig.38):

- Un volum che rappresenta l'accumulatore;
- Un axial che rappresenta la linea di scarico dell'accumulatore (DVI);
- Una valvola di check e una di control raggruppate tramite l'operatore ECHECK (collegate sulla giunzione che collega la DVI al downcomer).

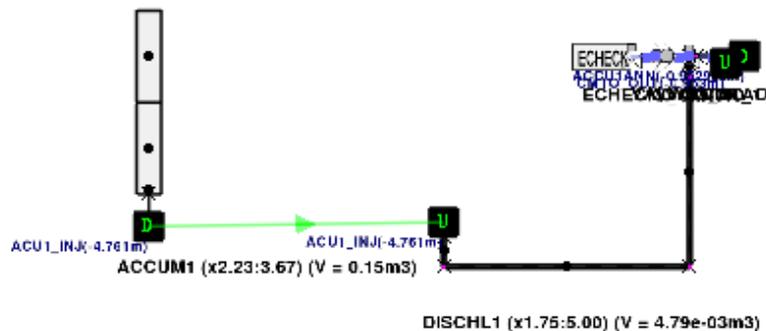


Fig. 38: Rappresentazione tramite GUIHARE della nodalizzazione dell'accumulatore.

La necessità di nodalizzare la piscina dell'IRWST nel modo sopra descritto è scaturita dal fatto che l'accoppiamento termico in CATHARE può realizzarsi solo tra due elementi del tipo axial. Inoltre la presenza degli operatori ECHECK è giustificata dal fatto che i sistemi di emergenza, sopra sommariamente descritti, in CATHARE vanno considerati come delle DEADZONE che necessitano quindi di essere isolati, tramite la chiusura della valvola di control, in fase di inizializzazione del sistema. Le condizioni stazionarie di riferimento sono state ottenute tramite una procedura di regolazione dei parametri termoidraulici maggiormente rilevanti che ha riprodotto per quanto possibile le regolazioni reali.

Nella Tab.10 vengono riportati le condizioni di stazionario raggiunte a partire dalla nodalizzazione CATHARE sopra descritta.

Stazionario di riferimento	Valori sperimentali		Valori calcolati	
Heater Rod Power (MW)	4.97		4.93	
Pressurized Pressure (MPa)	15.37		15.36	
CL Temp. (A1, B1) [°C]	279.7	277.6	277.0	276.0
CL Temp. (A2, B2) [°C]	279.4	277.6	277.0	276.0
Core Inlet Temp. [°C]	277.9		276.5	
Core Outlet Temp. [°C]	320.4		315.2	

HL Temp. (A, B) [°C]	315.8	316.9	315.1	315.1
Core Mass Flowrate [kg/s]	23.55		23.68	
CL MFlow (A1,B1) [kg/s]	6.04	5.56	6.16	5.70
CL MFlow (A2,B2) [kg/s]	6.24	5.82	6.14	5.67
Pump speed (A, B) [rpm]	3057	2769	2723	2603
DC-UH bypass Mflow [kg/s]	0.13		0.13	
Pressurizer level [m]	3.77		3.72	
SG pressure (A , B) [MPa]	4.97	4.94	4.96	4.96
SG Dome level (A , B) [m]	0.8	0.8	0.8	0.8
SG FW Temp. (A ,B) [°C]	225.6	226.9	226.0	226.0
SG Dome Pres. (A ,B) [MPa]	5.16	5.08	4.97	4.97
SG FW flowrate (A ,B) [kg/s]	2.00	2.20	1.41	1.32
Accumulator nominal pressure (A B)[MPa]	4.93	4.98	4.93	4.98
Accumulator level [m]	2.33	2.30	2.31	2.29
Accumulator water temperature [°C]	24.4	23.4	24	24
IRWST water volume [m ³]	5.54		5.52	
IRWST nominal water level [m]	8.53		8.53	

Tab.10. Condizioni di stazionario.

A partire da tale condizioni, in futuro, si potrebbe pensare di riprodurre lo stesso transitorio di SBO condotto con il codice di calcolo TRACE.

9. Conclusioni

La presente attività di ricerca ha riguardato la messa a punto di un modello TRACE dell'impianto sperimentale SPES-2 ed il suo utilizzo per la simulazione di un transitorio del tipo SBO. Come mostrato nei risultati appena esposti si può osservare che l'impianto sperimentale SPES-2 simuli adeguatamente l'evento "Station black out" che potrebbe verificarsi nell'impianto nucleare AP-600. I dati rivelano inoltre l'appropriatezza della "facility" a far fronte alle circostanze che hanno luogo in eventi tipo Fukushima: non si manifestano picchi di pressione che possono minare l'integrità della struttura né fenomeni termici come ebollizione all'interno del circuito primario che potrebbero dar luogo all'insorgere di condizioni critiche per l'impianto.

Sempre nell'ambito della presente attività è stato sviluppato e messo a punto un modello CATHARE della "facility" SPES-2.

Oggetto di future indagini potrebbe essere rappresentato da:

- simulazione dello stesso transitorio a partire dalla nodalizzazione CATHARE sopra descritta,
- studio dei fenomeni fisici ai quali si attribuisce l'asimmetria nel comportamento dei rami A e B del circuito primario, tali fenomeni vista la loro natura locale potranno meglio comprendersi effettuando analisi di sensibilità con dettagliate nodalizzazioni delle parti d'interesse.

10. Riferimenti bibliografici

- [1] Senior Expert group report on facilities and programmes (SESAR/FAP): Major facilities and programmes at risk; Nuclear safety research in OECD countries; Draft 08 July 1999;
- [2] C. Lombardo, N. Voukelatou: Interventi per il ripristino dell'impianto SPES, NNFISS – LP5 – 004, ENEA 2010;
- [3] M. Rigamonti, SPES-2 Facility description, SIET 00 183 RI 92, Rev.1. Piacenza, 6-12-95;
- [4] TRACE V5.0, User's Manual Volume 1: Input Specification, Division of System Analysis Office of Nuclear Regulatory Research U.S. Nuclear Regulatory Commission Washington, 2010.
- [5] R. Ferri, "SPES-99 10" IB-LOCA in Cold Leg. Experimental data report". SIET 00 777 RP 99, Piacenza; Nov. 26th, 1999.
- [6] Westinghouse, AP1000 Passive Safety Systems and Timeline for Station Blackout, www.ap1000.westinghousenuclear.com.
- [7] Bestion D., G. Geffraye, The CATHARE code, CEA, Grenoble (F), Apr. 2002.

11. Curriculum scientifico del gruppo di lavoro CIRTEN impegnato nell'attività

Il gruppo di lavoro impegnato nell'attività è costituito da un professore ordinario di Impianti nucleari dell'Università di Palermo (Dipartimento dell'Energia), Giuseppe Vella, da due ricercatori universitari, dello stesso Dipartimento, Pierluigi Chiovaro e Pietro Alessandro Di Maio, da un assegnista Fulvio Mascari e da due laureandi del corso di laurea magistrale in Ingegneria Energetica e Nucleare dell'Università degli Studi di Palermo, Salvatore D'Amico e Ivo Moscato.

Prof. Giuseppe Vella

Ordinario del Settore Scientifico Disciplinare ING-IND/19 Impianti Nucleari, è Responsabile del reattore nucleare di ricerca AGN 201 - COSTANZA dell'Università di Palermo. Ha coordinato diversi programmi di ricerca finanziati dal Ministero della Ricerca Scientifica e Tecnologica. E' stato Coordinatore nazionale di un progetto di ricerca di interesse nazionale PRIN-2007 finanziato dal MIUR. E' autore o coautore di più di 140 articoli pubblicati su riviste scientifiche nazionali ed internazionali e/o presentati a conferenze, congressi o simposi. E' anche coautore di diversi rapporti nell'ambito dei PAR trascorsi. L'attività scientifica del prof. Vella ha riguardato principalmente le seguenti tematiche: tubi di calore al sodio, problemi di ribagnamento di superfici ad elevata temperatura, efflussi critici bifase, analisi termoidrauliche relative alla sicurezza dei reattori nucleari a fissione, analisi neutroniche, termoidrauliche e termomeccaniche del mantello e di componenti ad alto flusso termico di un tipico reattore a fusione di tipo TOKAMAK. E' stato referee per la rivista "Fusion Engineering and Design" e "Nuclear Engineering and Design".

Pietro Alessandro Di Maio

Ricercatore del S.S.D. ING-IND/19, da oltre un decennio svolge attività di ricerca su problematiche termomeccaniche, termoidrauliche e nucleari connesse allo sviluppo di componenti di reattori a fissione ed a fusione nucleare ed ha pubblicato una novantina di memorie prevalentemente su riviste, atti di congressi e rapporti internazionali. E' anche coautore di diversi rapporti nell'ambito dei PAR trascorsi. Partecipa attivamente a programmi di ricerca nazionali nonché europei sulla fusione nucleare in collaborazione con l'ENEA, ITER, il CEA ed il KIT. E' stato referee per la rivista "Fusion Engineering and Design". E' abilitato alla conduzione del reattore nucleare AGN-201 del Dipartimento dell'Energia e collabora alla gestione dell'inventario delle fonti nucleari di tale dipartimento.

Pierluigi Chiovaro

Ricercatore a tempo determinato del S.S.D. ING-IND/19, da circa un decennio svolge attività di ricerca su problematiche termomeccaniche, termoidrauliche e nucleari connesse allo sviluppo di componenti di reattori a fissione ed a fusione nucleare ed ha pubblicato oltre una ventina di memorie prevalentemente su riviste, atti di congressi e rapporti internazionali.

E' anche coautore di diversi rapporti nell'ambito dei PAR trascorsi. Partecipa attivamente a programmi di ricerca nazionali nonché europei sulla fusione nucleare in

	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	NNFISS- LP2 - 093	0	L	47	47

collaborazione con+ l'ENEA, ITER, il CEA ed il KIT. E' stato referee per le riviste "Fusion Engineering and Design" e "Annals of Nuclear Energy".

Fulvio Mascari

Assegnista di ricerca del S.S.D. ING-IND/19, da circa 6 anni svolge attività di ricerca su problematiche termoidrauliche e nucleari connesse allo sviluppo dei reattori a fissione.

Partecipa alle attività di validazione dei codici termoidraulici di sistema TRACE e RELAP5, collaborando con il Department of "Nuclear Engineering & Radiation Health Physics" della Oregon State University, NuScale, l'Università degli Studi di Pisa e ENEA. Recentemente ha preso parte alle attività di un International Collaborative Standard Problem (ICSP) on Integral PWR Design Natural Circulation Flow Stability and Thermo-Hydraulic Coupling of Containment and Primary System during Accidents" promosso dall'IAEA.

I risultati delle sue attività di ricerca sono stati pubblicati su una ventina di memorie in riviste internazionali, capitoli di libro, in atti di congresso nazionali e internazionali e rapporti. E' anche coautore di diversi rapporti nell'ambito dei PAR trascorsi. E' stato referee per le riviste "Nuclear Engineering and Design" e "Science and Technology of Nuclear Installations".

Laureandi Salvatore D'Amico e Ivo Moscato

Hanno conseguito la laurea di primo livello in ingegneria energetica presentando la tesi "Sistemi passivi di rimozione del calore in impianti nucleari avanzati e modulari. Problematiche di scambio termico e fenomeni di condensazione" nella quale in particolare si sono occupati dello studio, mediante il codice TRACE, dello scambio termico, in condizioni incidentali, fra l'EHRS e il sistema RWST dell'impianto SPES-3.