



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



Ministero dello Sviluppo Economico

RICERCA DI SISTEMA ELETTRICO

Analisi incidentali deterministiche e utilizzo di simulatori di impianto
a supporto delle verifiche di sicurezza. Sviluppo e messa a punto di
un modello di un impianto PWR (EPR like) per preliminari analisi con
il codice TRACE di eventi di Station Blackout

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



RdS/2012/157

ANALISI INCIDENTALI DETERMINISTICHE E UTILIZZO DI SIMULATORI DI IMPIANTO A SUPPORTO DELLE VERIFICHE DI SICUREZZA. SVILUPPO E MESSA A PUNTO DI UN MODELLO DI UN IMPIANTO PWR (EPR LIKE) PER PRELIMINARI ANALISI CON IL CODICE TRACE DI EVENTI DI STATION BLACKOUT

P. Chiovaro, S. D'Amico, P.A. Di Maio, F. Mascari, I. Moscato, G. Vella CIRTEN
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: Massimo Sepielli, ENEA



CIRTEN

Consorzio Interuniversitario per la Ricerca Tecnologica Nucleare

UNIVERSITA' DI PALERMO
DIPARTIMENTO dell' ENERGIA
Sezione INGEGNERIA NUCLEARE

**Analisi incidentali deterministiche e utilizzo di simulatori di
impianto a supporto delle verifiche di sicurezza
Sviluppo e messa a punto di un modello di un impianto PWR
(EPR like) per preliminari analisi con il codice TRACE di
eventi di Station Blackout**

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

CERSE-UNIPA RL 1215/2012

Palermo, Luglio 2012

Lavoro svolto in esecuzione dell'Attività LP1.B1
AdP MSE-ENEA sulla Ricerca di Sistema Elettrico - Piano Annuale di Realizzazione 2011
Progetto 1.3.1 "Nuovo Nucleare da Fissione:
collaborazioni internazionali e sviluppo competenze in materia nucleare"

SOMMARIO

Lo scopo principale di questo documento è quello di descrivere i principali risultati ottenuti nella simulazione di un evento di Station Blackout, in un impianto PWR, tipo EPR, per verifiche di sicurezza. E' stata messa a punto una nodalizzazione dettagliata dell'impianto preso in considerazione (EPR-like), utilizzando il codice TRACE e il sistema di interfaccia SNAP.

I risultati ottenuti confermano le caratteristiche di sicurezza del sistema per l'evento di SBO esaminato, almeno fino a 30 minuti dopo l'inizio del transitorio.

Ulteriori indagini sono comunque necessarie per la caratterizzazione dei sistemi di intervento di emergenza.

INDICE

SOMMARIO	1
INTRODUZIONE	4
1 BREVE DESCRIZIONE DELL'IMPIANTO PWR	5
2 BREVE DESCRIZIONE DEL CODICE TRACE	6
2.1 UTILIZZO DEL CODICE TRACE TRAMITE SNAP	10
3 BREVE DESCRIZIONE DELLA NODALIZZAZIONE TRACE	13
4 PRINCIPALI RISULTATI OTTENUTI NELLE ANALISI IN CONDIZIONI STAZIONARIE	16
5 DESCRIZIONE DI UNO SBO	17
5.1 Station Blackout-Perdita di corrente elettrica	18
5.2 Descrizione	18
5.3 Station Blackout Diesel Generators (SBODGs)- Generatori diesel per la mitigazione dello SBO	18
5.4 Prestazioni del sistema di potenza in AC	19
5.5 Valutazione della capacità dell'impianto di far fronte ad uno SBO	20
5.6 Strategia di mitigazione dell'evento SBO	21
5.7 SBO TIMELINE – Sequenza temporale tipica prevedibile per uno Station Blackout	21
6 EMERGENCY FEEDWATER SYSTEM	
SISTEMA DI EMERGENZA DELL'ACQUA DI ALIMENTO	22
6.1 Basi di progetto	22
6.2 Piscine di immagazzinamento del sistema di alimentazione di emergenza	23
6.3 Valvole attive dell'EFW	23
6.3.1 Valvole di controllo del flusso dell'EFW	23
6.3.2 Valvole di controllo del livello nei GV dell'EFWS	23
6.4 Alimentazione elettrica	23

6.5	Perdita di potenza elettrica fuori sito per breve tempo	24
6.6	Valutazioni relative alla sicurezza	24
7	ANALISI DI UNO SBO CON IL CODICE TRACE	25
8	CONCLUSIONI	32
9	BIBLIOGRAFIA	32
10	APPENDICE	32

INTRODUZIONE

L'accordo di Programma MSE-ENEA PAR 2011 prevede una collaborazione tra ENEA e CIRTEN (Università di Palermo-Dipartimento dell'Energia) nell'ambito della linea LP1-B1: "Analisi incidentali deterministiche e utilizzo di simulatori di impianto a supporto delle verifiche di sicurezza".

Nell'ambito delle suddette attività di ricerca è stato preso in considerazione l'evento incidentale di uno Station Blackout (come quello destatosi a Fukushima) per un reattore di tipo PWR, di taglia e caratteristiche simili agli EPR

A questo scopo, preliminarmente, è stata messa a punto una nodalizzazione dettagliata dell'impianto preso in considerazione, utilizzando il codice TRACE e il sistema di interfaccia SNAP.

La preparazione del modello TRACE è stata effettuata dopo un accurato esame dei componenti dell'impianto di riferimento e della sequenza temporale tipica prevedibile per uno Station Blackout (SBO). Le analisi sono state compiute per un tempo non inferiore a 30 minuti, tempo minimo previsto per l'intervento dei generatori diesel destinati alla mitigazione dello SBO.

1 BREVE DESCRIZIONE DELL'IMPIANTO PWR

Il reattore analizzato appartiene alla classe dei reattori nucleari di tipo PWR (EPR) e presenta caratteristiche innovative per cui può classificarsi all'interno della terza generazione avanzata.

Esso è caratterizzato da una potenza termica di 4500 MW (1600 MWe) e presenta il sistema primario costituito da quattro circuiti ognuno equipaggiato con un generatore di vapore di nuova concezione; un pressurizzatore è connesso ad uno dei quattro circuiti con l'obiettivo di mantenere in condizioni di normale esercizio la pressione del sistema primario all'interno di uno specificato intervallo. I principali componenti di tale impianto sono il recipiente in pressione (RPV), il pressurizzatore (PRZ) e i generatori di vapore (SG), essi sono di più grande volume rispetto ai componenti simili che trovano luogo in progetti di precedente sviluppo.

Il fluido refrigerante entra nel nocciolo ad una temperatura di circa 296 °C, lambisce gli elementi di combustibile e si porta ad una temperatura prossima ai 327 °C; la portata volumetrica è di 28330 m³/h.

Il core è moderato dallo stesso fluido refrigerante: acqua leggera alla pressione di 155 bar. Il refrigerante contiene Boro disciolto (acido borico-H₃BO₃) come assorbitore neutronico e la sua concentrazione viene fatta variare in funzione del controllo sulle piccole variazioni di reattività, inclusi gli effetti del burnup. Trovano applicazione diversi altri assorbitori neutronici detti comunemente "veleni bruciabili" tra i quali il Gadolinio (Gd₂O₃) che, nella forma di barrette metalliche, svolge un ruolo di primaria importanza: controllare la reattività iniziale e la distribuzione di potenza nel tempo.

Il nocciolo è costituito da 241 elementi di combustibile a diverso arricchimento: la prima carica è realizzata con quattro gruppi a diverso arricchimento (due dei quali con il più alto tasso di arricchimento, uno di questi con Gadolinio), successivamente lo schema di caricamento dipenderà dalla strategia di utilizzazione del combustibile stesso. Ogni barretta di combustibile, è composta da pastiglie di UO₂ (e/o MOX) il cui arricchimento può raggiungere il valore massimo di 4.95 wt% in U²³⁵ contenute in guaine realizzate con una lega di zirconio denominata M5 che si è dimostrato essere fortemente resistente alla corrosione e all'infragilimento da idrogeno.

L'elemento di combustibile è costituito da barrette alloggiato secondo un reticolo 17x17, di cui 265 sono di combustibile e 24 sono tubi guida; due griglie spaziatrici terminali e otto griglie intermedie mantengono l'allineamento del reticolo.

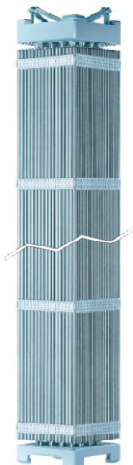


Fig. 1-1: Elemento di combustibile 17x17 [1]

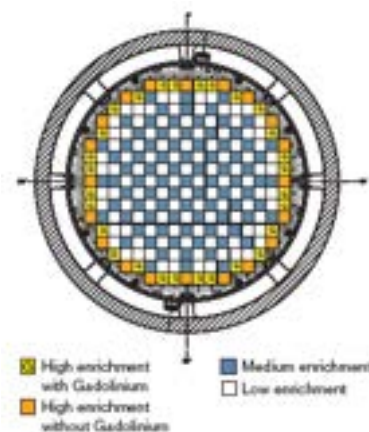


Fig. 1-2: Tipica carica iniziale del reattore [1]

2 BREVE DESCRIZIONE DEL CODICE 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 equazioni 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 è un codice a volumi finiti, a due fluidi con capacità di simulazione tridimensionali. La tabella 2-1 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, figura 2-1, 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.

Tabella 2-1: Componenti utilizzati nel codice TRACE.

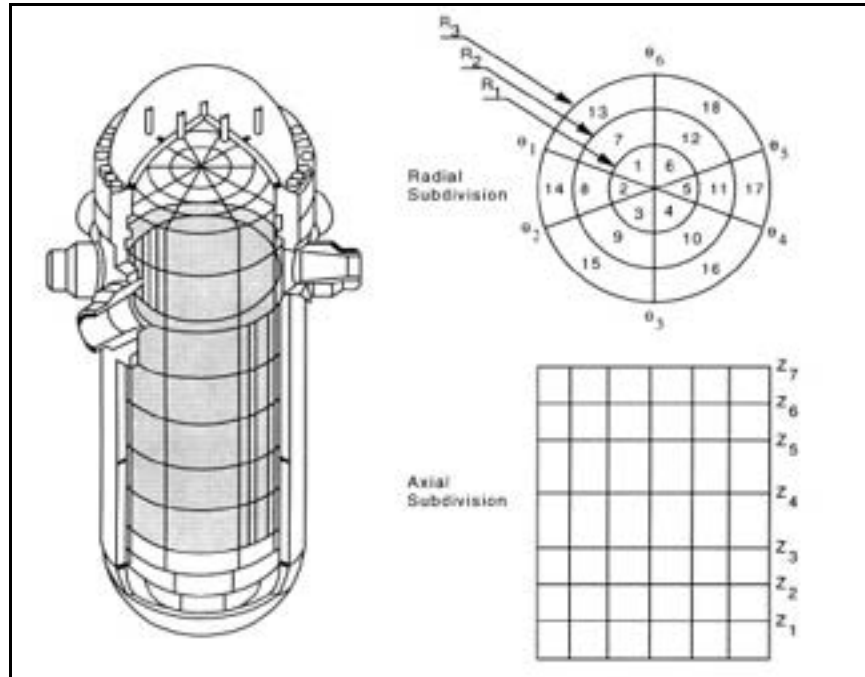


Figura 2-1: Suddivisione assiale, radiale e azimutale del componente vessel implementato nel codice TRACE.

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 figura 2-2 e la tabella 2-2 mostrano i file generati durante una simulazione del codice TRACE V5 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

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

- equazione di conservazione dell'energia della miscela

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

- equazione di conservazione dell'energia del vapore

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

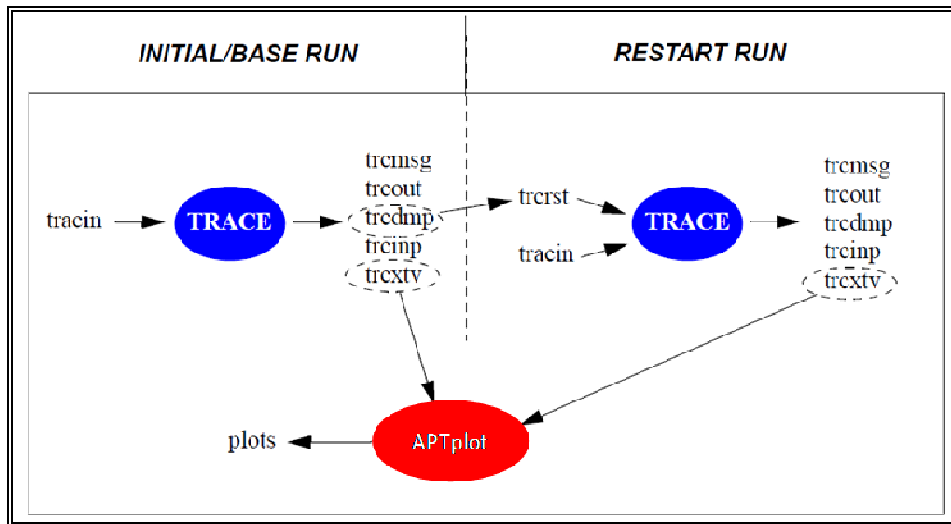


Figura 2-2: File di input e output generati durante una simulazione (base run o restart run) del codice TRACE V5.

Default Naming Convention	Prefix Naming Convention	Comment
tracin	test.inp	Input file. Required
trcrst	test.rst	Restart dump file. Required for restart
trcmsg	test.msg	Standard Messages Output
trecout	test.out	Standard Edit Output
tredmp	test.dmp	Standard Dump Output
trextv	test.xtv	Standard Graphics Output
trecinp	test.echo	Standard echo of stripped down input with line numbers

Tabella 2-2: File di input/output del codice TRACE V5.

2.1 UTILIZZO DEL CODICE TRACE TRAMITE SNAP

Il codice TRACE può essere usato tramite il Symbolic Nuclear Analysis Package (SNAP), che è una interfaccia grafica tale da assistere l'utilizzatore del codice nello sviluppo e nella visualizzazione dell'inputdeck e nella visualizzazione di scelti dati, ottenuti a fronte di simulazioni, tramite delle "animation model". Una delle capacità di SNAP è quella di convertire input RELAP5 in input TRACE. L'architettura TRACE/SNAP è mostrata nella figura 2-3.

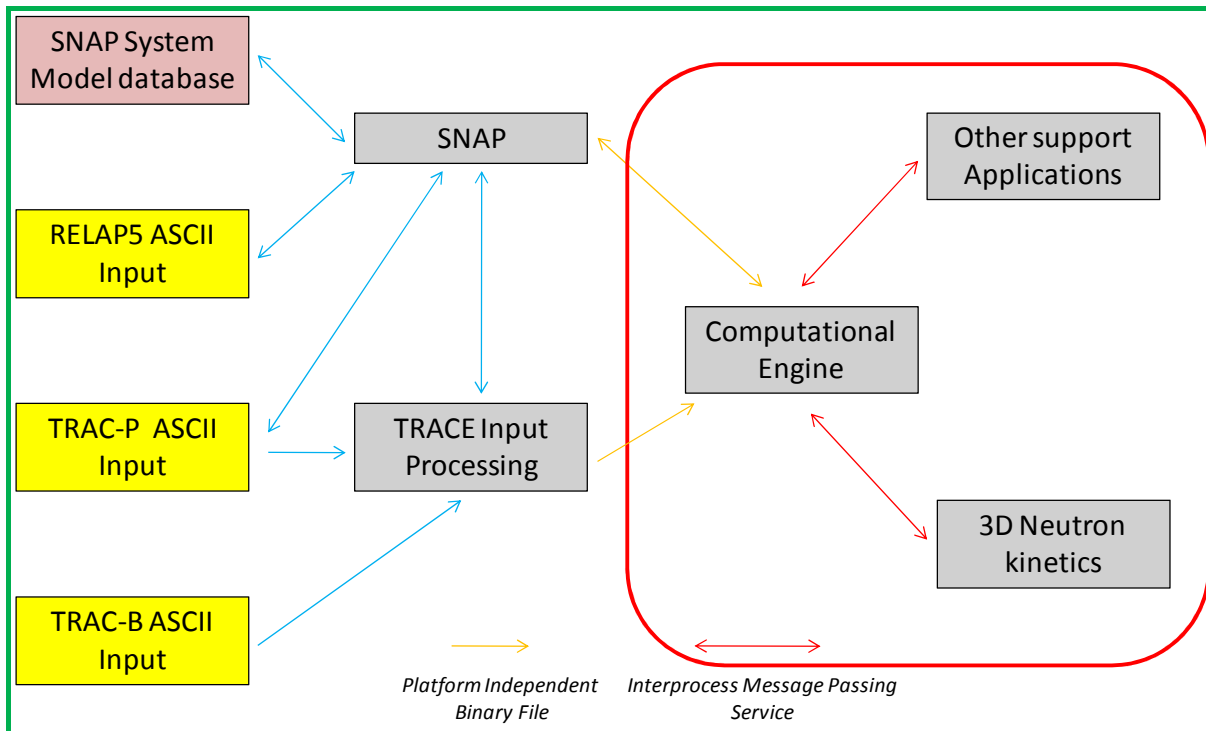


Figura 2-3: Architettura TRACE/SNAP.

Il pacchetto applicativo SNAP include differenti "applications" quali il "Model editor", "Job Status", "Configuration Tool" e un "Calculation Server".

Il "Model Editor" è utilizzato dall'eventuale user per lo sviluppo e visualizzazione dell'inputdeck, per i codici ad oggi supportati (CONTAIN, COBRA, FRAPCON, MELCOR, PARCS, RELAP5, TRACE), e per la visualizzazione di selezionati dati prodotti dalle simulazioni. La figura 5-5 mostra un esempio di visualizzazione di inputdeck. La figura 2-5 mostra un esempio della divisione in celle assiali, radiali e azimutali del componente vessel.

Il "Configuratioun Tool", figura 2-6, viene utilizzato per configurare le proprietà dei vari "client application" e rendere operativo o interrompere il "Calculation Server". Il "Job Status", figura 2-7, è utilizzato per visualizzare lo stato delle simulazioni in esecuzione.

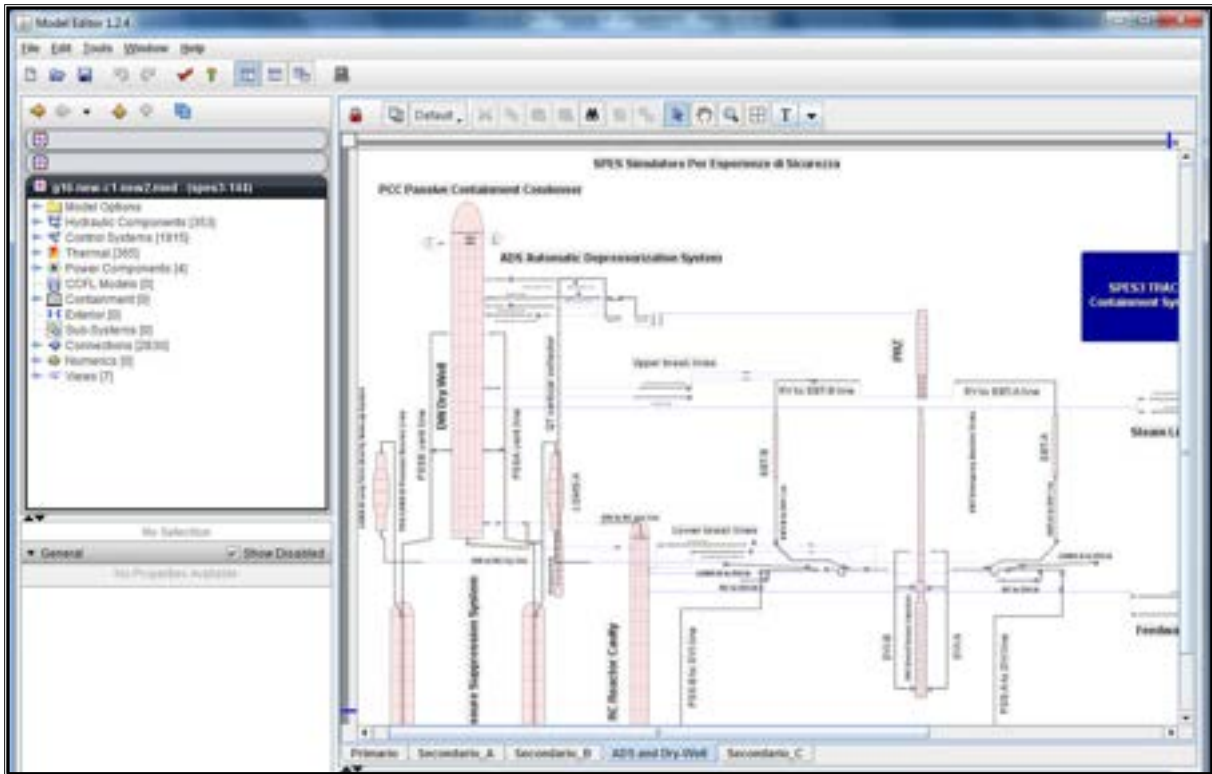


Figura 2-4: Tipica visualizzazione SNAP di un input TRACE.

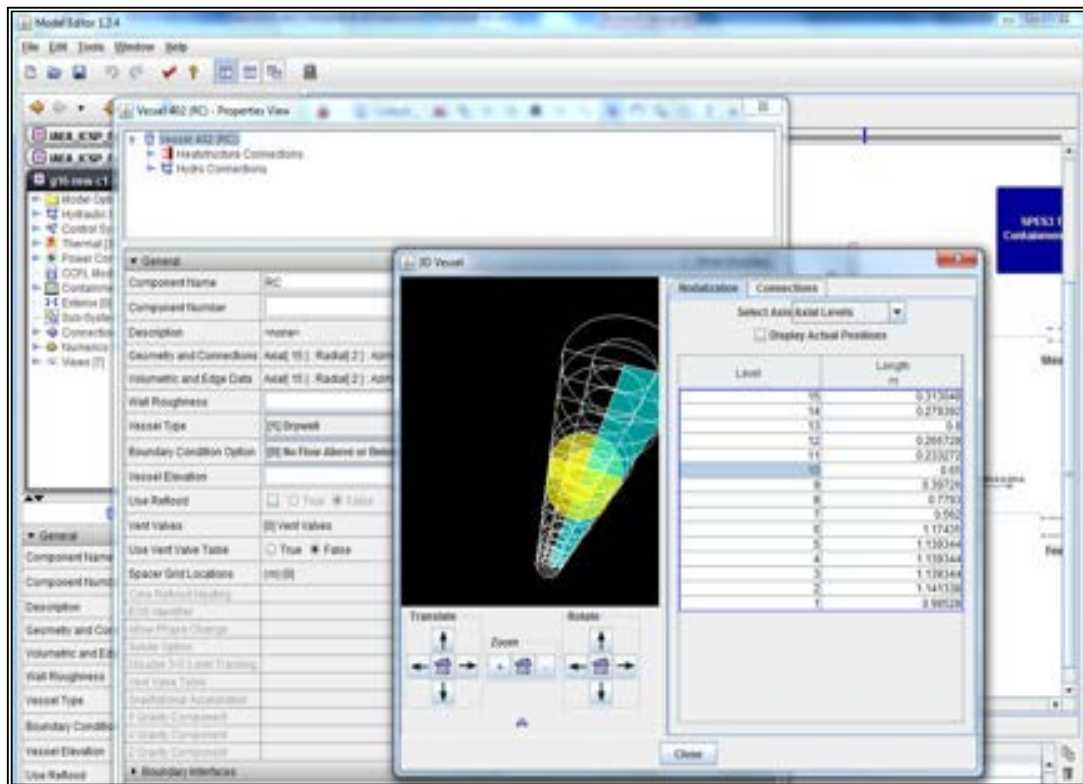


Figura 2-5: Tipica visualizzazione SNAP del componente 3D vessel.

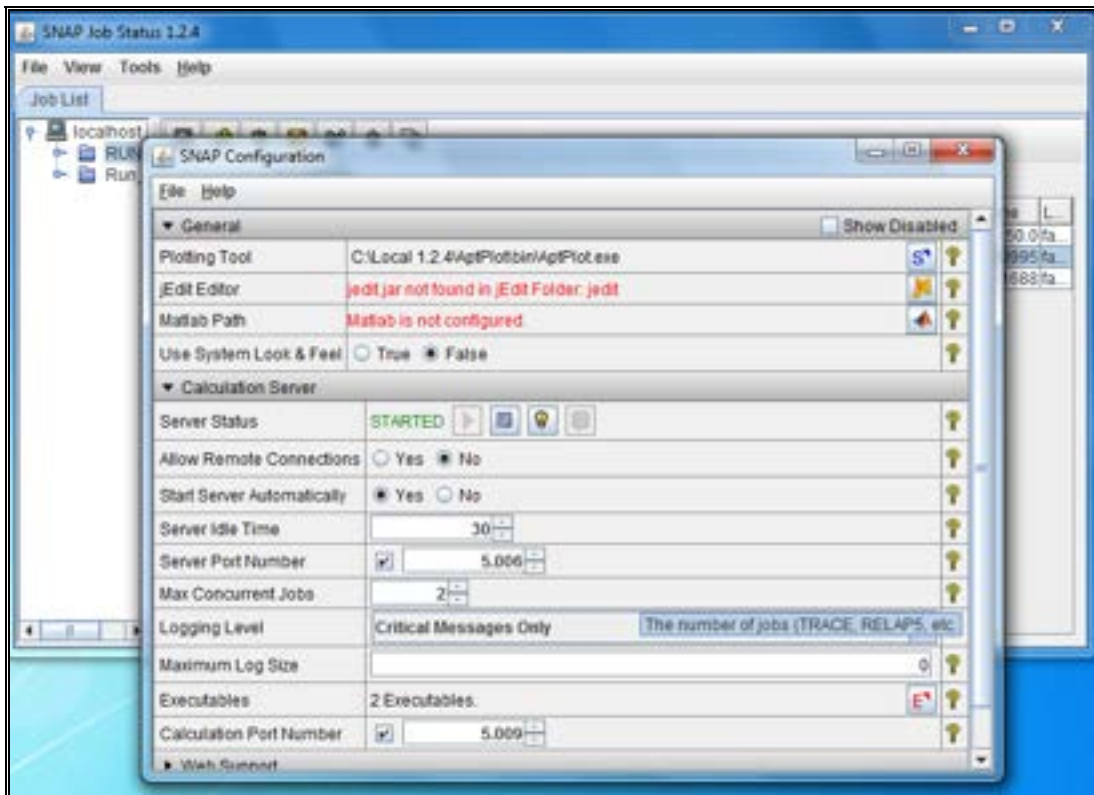


Figura 2-6: Tipica visualizzazione del "Configuration Tool" nel pacchetto applicativo SNAP.

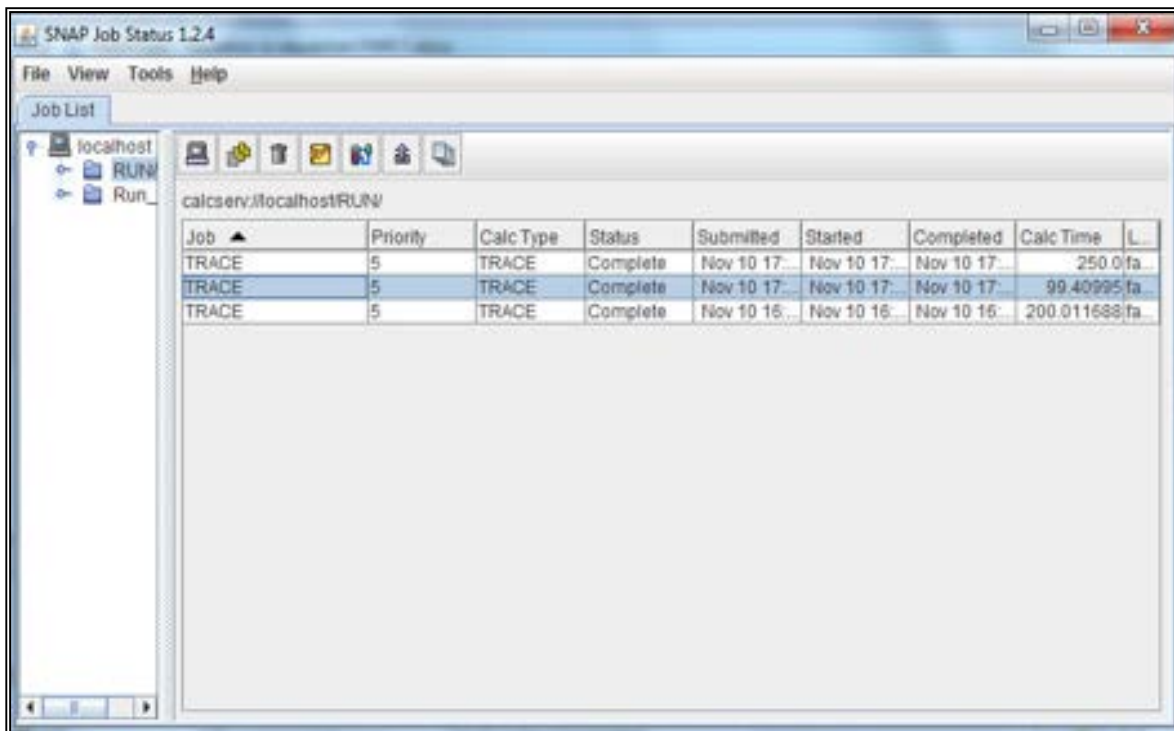


Figura 2-7: Tipica visualizzazione del "Job Status" nel pacchetto applicativo SNAP.

3 BREVE DESCRIZIONE DELLA NODALIZZAZIONE TRACE

L'input termoidraulico del reattore di riferimento (EPR), sviluppato per il codice TRACE e realizzato utilizzando l'interfaccia SNAP, è mostrato in figura 3-1.

Il vessel (RPV) è modellato tramite il componente 3D vessel suddiviso in 35 celle assiali, 5 anelli radiali e 8 settori azimutali. Le prime quattro regioni assiali rappresentano il lower plenum del recipiente in pressione, le successive 24 regioni assiali rappresentano il core del reattore, le successive 3 regioni assiali rappresentano la parte del RPV tra il core e i bocchelli, la successiva cella assiale rappresenta la regione dove sono posizionati i bocchelli, le successive due celle assiali rappresentano la regione tra i bocchelli e l'upper head. L'ultima regione assiale rappresenta l'upper head.

La figura 3-2 mostra la rappresentazione "tridimensionale" e "bidimensionale" del componente vessel, utilizzando le capacità grafiche di SNAP, utile per l'individuazione delle varie celle assiali, anelli radiali e settori azimutali. Le tre regioni radiali più interne delimitano la parte attiva del core, la quarta regione radiale rappresenta la zona occupata dal riflettore radiale e l'ultima regione radiale rappresenta il downcomer.

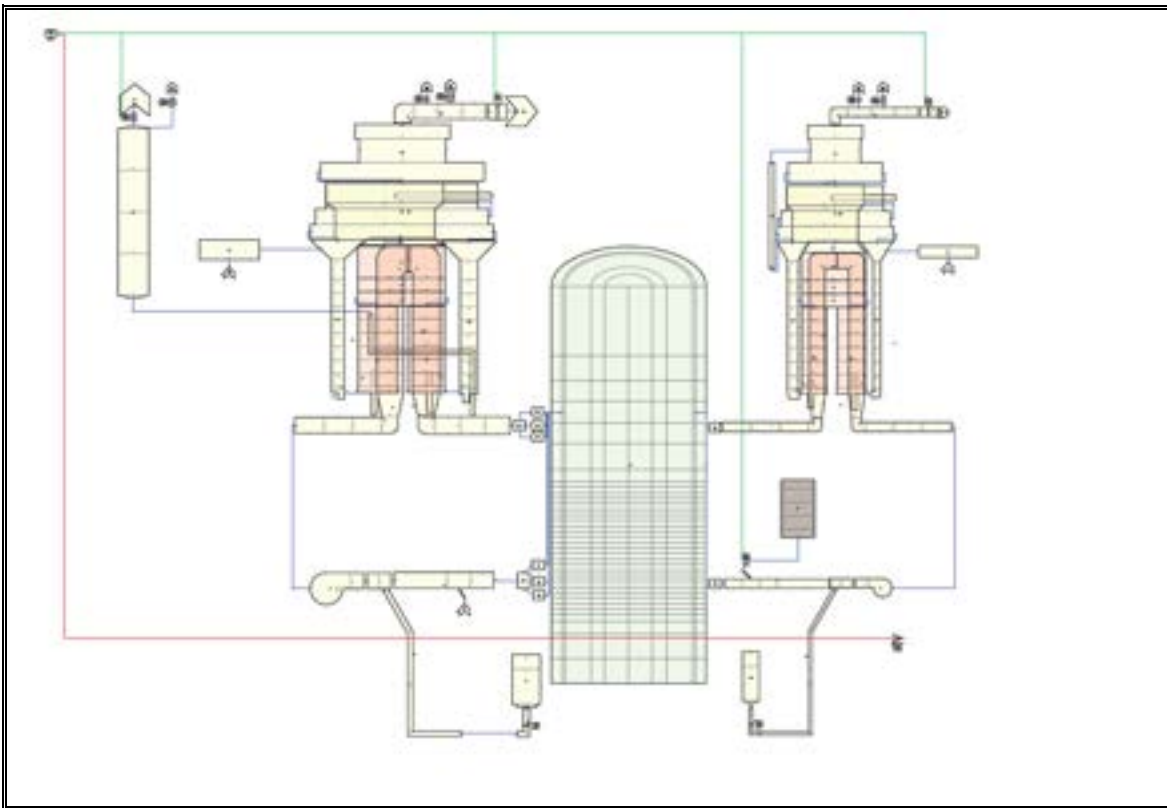


Figura 3-1: Nodalizzazione TRACE del reattore di riferimento (EPR).

In relazione alle strutture interne inferiori del recipiente in pressione, sono stati modellati la massa metallica del riflettore radiale, il "core barrel", e il "lower support plate" tramite strutture termiche passive. In relazione alle strutture interne superiori del recipiente in pressione sono stati modellati l' "upper core plate", l' "upper support plate" e i "control rod guide assembly" tramite strutture termiche passive. La parte in acciaio rappresentante la struttura esterna del recipiente in pressione è

stata modellata anch'essa ed è, in prima approssimazione, termicamente isolata verso l'ambiente esterno. La regione di downcomer è termicamente accoppiata, tramite la struttura termica simulante il riflettore radiale, alla regione di core. La parte attiva delle barrette di combustibile è modellata con strutture termiche attive. In particolare, al fine di riprodurre il profilo di temperatura radiale della barretta di combustibile, 8 nodi radiali sono presi in considerazione per ogni struttura termica equivalente.

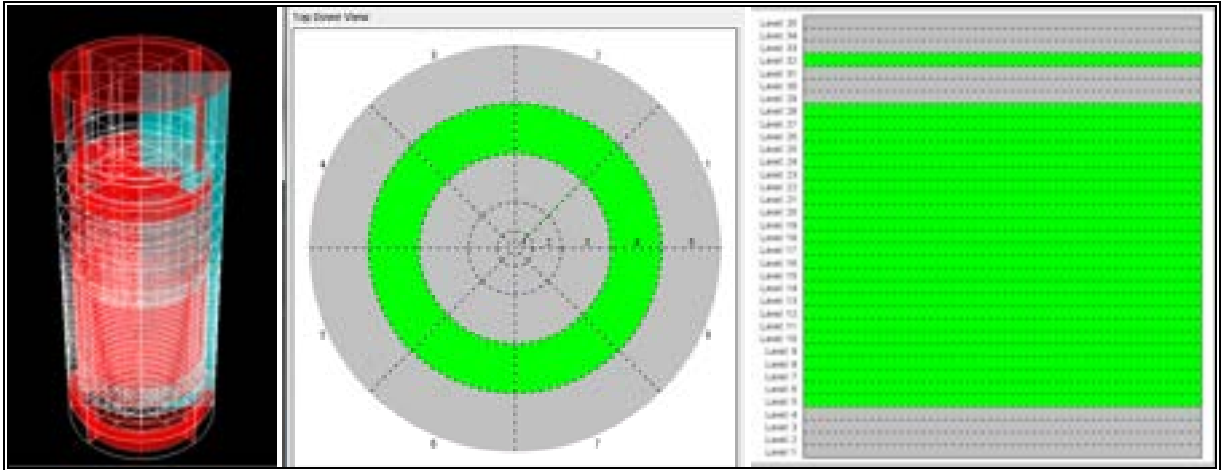


Figura 3-2: Rappresentazioni tridimensionale e bidimensionali del componente vessel utilizzando le capacità grafiche di SNAP.

I quattro loop del reattore di riferimento sono stati simulati con due loop equivalenti. Il loop 1 è equivalente ad un singolo loop del reattore, figura 3-3; il loop 2 è equivalente ai restanti tre loop del reattore.

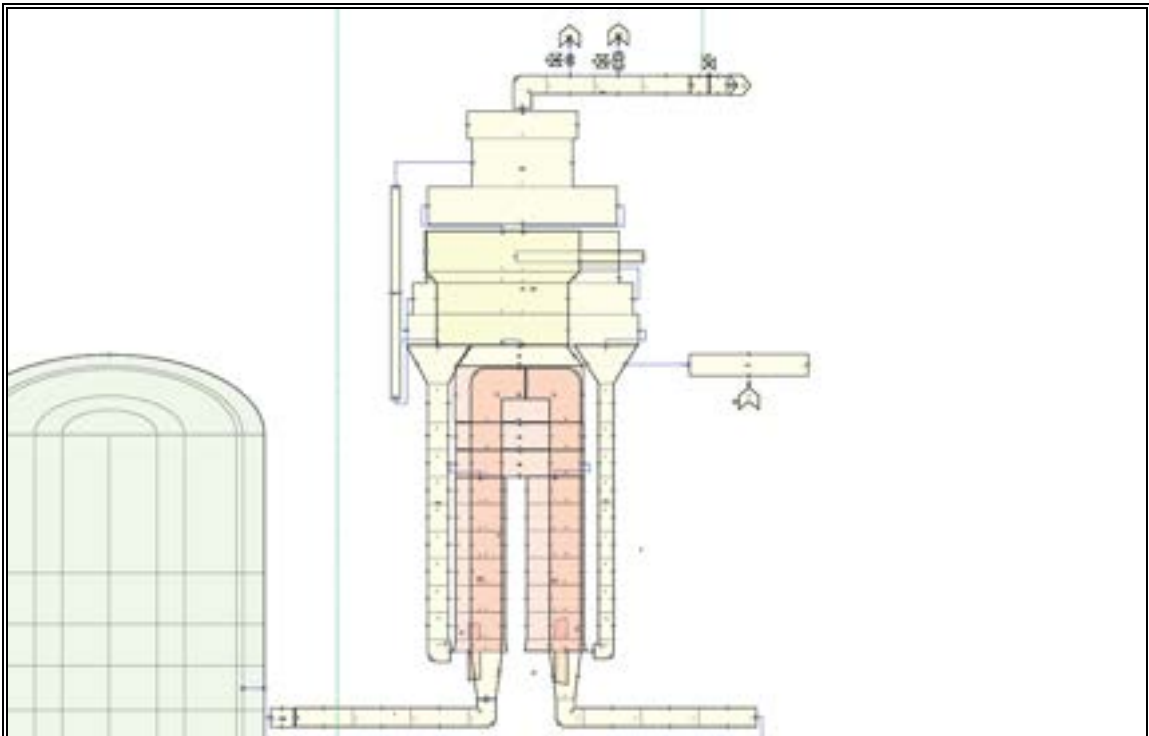


Figura 3-3: Layout del loop 1.

Per ogni GV è simulato un solo tubo a U equivalente utilizzando due componenti pipe. La surge line è modellata ed è connessa nel loop 2 al PRZ modellato con un pipe. Questo componente, come mostrato nella figura 1, è a sua volta collegato nella sua parte superiore, tramite una valvola, ad un componente break, al fine di imporre inizialmente le condizioni al contorno pertinenti.

In cima al pressurizzatore sono stati simulati e nodalizzati i tre treni del sistema di valvole di sicurezza (PSV) che potenzialmente possono intervenire quando la pressione nel PRZ supera il valore di intervento pari a circa 173.8 bar.

Il lato secondario dei GV è modellato riproducendo in maniera realistica il progetto di riferimento adottato nel reattore EPR. In particolare il modello comprende l'economizzatore assiale ed è stato simulato riproducendo due separate "regioni". La prima assicura la vaporizzazione della feedwater secondaria, l'altra consente di simulare i cicloni di separazione e il sistema di essiccazione. L'economizzatore assiale permette di convogliare il 100% della portata di alimentazione verso il ramo freddo del fascio tubiero ad U e circa il 90% della portata di liquido saturo di ricircolazione verso il ramo caldo del fascio tubiero (vedi figura 3-4).

Sono stati pertanto simulati separatamente le due parti del downcomer e le zone del riser che così risultano separati (da un setto separatore) fino alla quota della sesta griglia di supporto del fascio tubiero. L'altezza della piastra separatrice è stata valutata mediante un'analisi termoidraulica preliminare che ha consentito di individuare le condizioni termoidrauliche del fluido secondario all'uscita della stessa. La parte rimanente del riser, fino alla sommità della chioma del fascio tubiero, è stata modellata con volumi nei quali il fluido secondario è miscelato con scambio termico con entrambi i rami, caldo e freddo, dello stesso fascio.

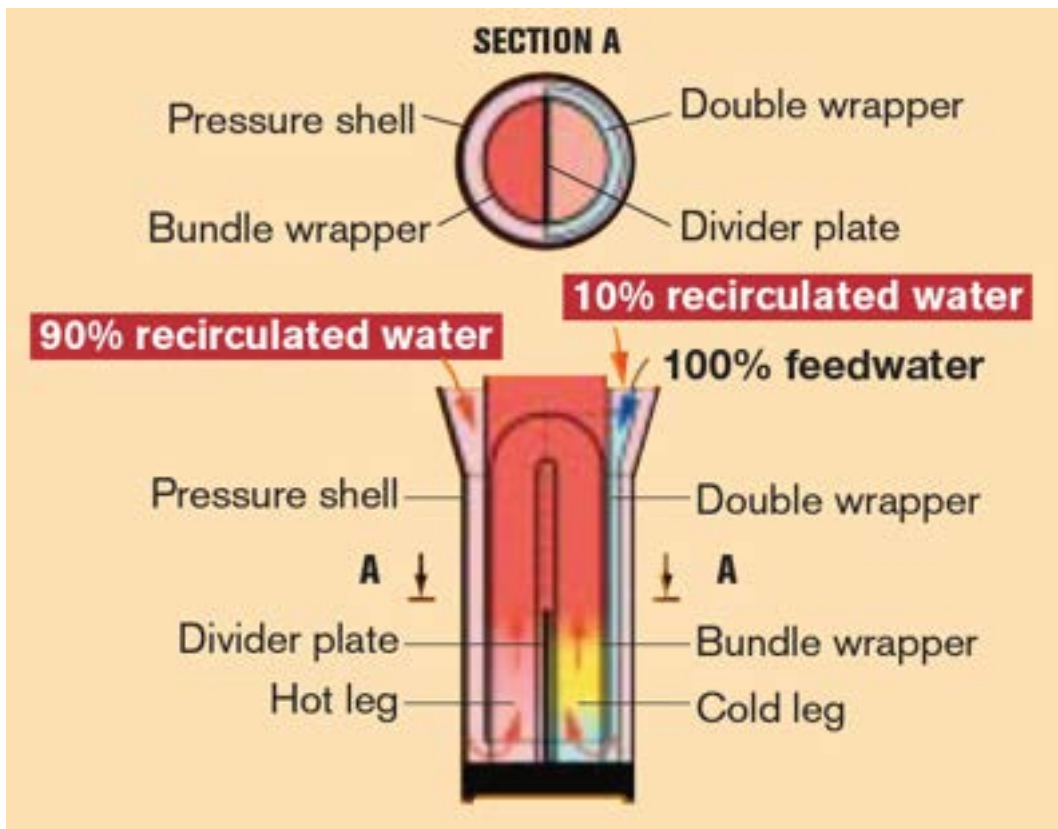


Figura 3-4: Sketch del generatore di vapore con economizzatore assiale.

Una vista dei due GV è mostrata nella figura 3-1. Sulla cima di ciascun GV è stata simulata la steam line con le relative valvole dei treni di valvole di sicurezza (MSSV) e le valvole di sistema di sfioro (MRSV).

Con il modello messo a punto, e qualificando tutti i componenti di controllo del sistema primario e secondario, sono state svolte le simulazioni di casi stazionari nelle condizioni di combustibile a inizio vita e con reattore a piena potenza.

4 Principali risultati ottenuti nelle analisi in condizioni stazionarie

Dopo la messa a punto della nodalizzazione e dell'input del reattore PWR-EPR, sono state effettuate analisi in condizioni di stazionarietà a piena potenza per periodi di funzionamento simulato di alcune ore. I risultati ottenuti hanno mostrato in tutte le grandezze esaminate condizioni di stabilità e stazionarietà. Nella tabella seguente (Tabella 4-1) sono riportati i valori ottenuti per le principali grandezze di interesse. Nella tabella sono riportati altresì i dati caratteristici nominali dell'impianto EPR.

Come si può notare i valori calcolati sono in "ottimo" accordo con quelli nominali di progetto e in particolare per quanto riguarda i generatori di vapore i valori calcolati risultano pienamente soddisfacenti anche per i parametri di ricircolazione, del campo di moto bifase e dello scambio termico.

Nella figura seguente, figura 4-1, ad esempio è riportato il profilo di temperatura del refrigerante primario e del secondario in funzione della lunghezza di un ramo del fascio tubiero ad U.

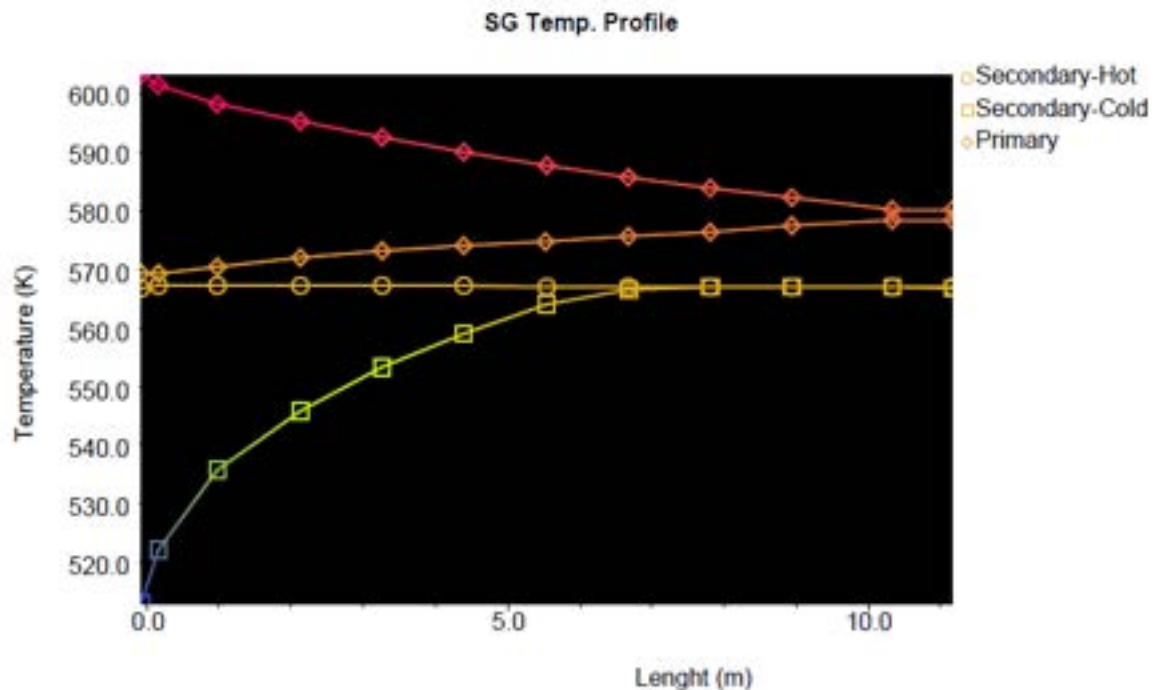


Figura 4-1: Profilo di temperatura nel generatore di vapore (EPR).

	EPR OPERATIONAL CHARACTERISTICS	TRACE Calculated conditions	Units
Reactor core heat output	4500	4500	MW
Pumps power	24	24	MW
Total power	4524	4524	MW
Number of loops	4		
Primary mass flow (per loop)	5785	5785	kg/s
Nominal system pressure	155	155.46	bar
Number of SGs	4		
Natural circulation with axial economiser			
Exchanged power	1131	1131	MW
Saturation pressure	78	78	bar
Static steam pressure downstream the flow restrictor	77.1	77.11	bar
Water level above tube sheet	15.69	16.09	m
Water mass	77.2	77	tonn
Steam mass	5.5	4.65	tonn
Feedwater temp.	503.15	503.15	K
Feedwater flow	638.1	638.53	kg/s
Output steam flow	638.1	637.27	kg/s
Moisture content at SG outlet	≤ 0.25 %	≤ 0.25 %	
Total mixture mass flow	2258.9	2259.8	kg/s
Global circulation ratio	3.54	3.54	
Hot leg circulation ratio	2.37	2.36	
riser and DC Hot leg mass flow	1512.3	1507.16	kg/s
Cold leg circulation ratio	1.17	1.18	
riser and DC Cold leg mass flow	746.6	753.07	kg/s
Primary operating parameters			
Inlet temp	602.05	602.27	K
Outlet temp	568.85	568.89	K
ΔT	33.2	33.38	K

Tabella 4-1: Valori dei principali parametri dell'impianto, ottenuti in condizioni stazionarie.

5 DESCRIZIONE DI UNO SBO

Il transitorio esaminato è quello conseguente ad un evento di Station Blackout (SBO) nel seguente scenario:

- station blackout con mancato intervento dei sistemi di emergenza e "SCRAM" completo.

Nella fase preliminare dello studio di transitori conseguenti ad un evento di SBO è stata compiuta una indagine sui dispositivi, sui sistemi di supporto e sulla sequenza temporale che in un tipico impianto PWR di riferimento sono presi in considerazione per lo studio di uno SBO. Nel seguito viene riportata dunque una breve descrizione di uno SBO e dei componenti direttamente coinvolti nell'impianto.

5.1 Station Blackout-Perdita di corrente elettrica

Il termine station blackout (SBO) indica la perdita totale di potenza elettrica in corrente alternata (AC) trasmessa ai sistemi di commutazione, di sicurezza e non, presenti sulla linea elettrica (bus) che collega tutti i dispositivi dell'impianto.

Un SBO comporta anche una perdita di energia elettrica nel sistema di potenza fuori sito, verificandosi nel contempo il fuori uso dei generatori diesel di emergenza (EDG) dell'impianto. Lo Station Blackout non include però la perdita della potenza elettrica in AC fornita alla linea di collegamento dei vari dispositivi dell'impianto (linea bus) da batterie di stazione attraverso inverter o da sorgenti alternative di corrente alternata (AAC) adibite esclusivamente alla mitigazione dello SBO.

5.2 Descrizione

Per mitigare gli effetti di un postulato SBO sono previsti due Station Blackout Diesel Generators (SBODGs) separati e indipendenti tra loro; questi hanno la capacità e la possibilità di sostenere e guidare l'impianto in una condizione di sicuro spegnimento (shutdown) -che non rientra in un DBA (Design Basis Accident)- senza alcun sistema di supporto alimentato dalla rete elettrica esterna o dal sistema di alimentazione elettrico di emergenza (EPSS). Con l'espressione "spegnimento in sicurezza" (non-DBA) si intende riferirsi alla condizione di shutdown dell'impianto specificata nelle condizioni di "Hot Standby".

5.3 Station Blackout Diesel Generators (SBODGs)-Generatori diesel per la mitigazione dello SBO

Gli SBODGs sono collocati in aree separate dell'edificio di comando e controllo (Switchgear Building). Gli SBODGs non condividono alcun tipo di servizio (ventilazione e aria condizionata (HVAC), controllo di potenza, sistema di alimento) con i generatori diesel di emergenza (EDGs).

I principali sistemi che gli SBODGs alimentano durante una situazione di SBO sono:

- Pompe di alimentazione di emergenza;
- Il sistema HVAC per permettere la permanenza degli operatori in sala di controllo (MCR) e gli ambienti di equipaggiamento degli SBO;
- Sistemi di controllo (I&C) e di strumentazione selezionata;
- Illuminazione della MCR;
- Linea di supporto della Main Steam (MSRT-main steam relief train).

Prima di un evento di SBO, nessuno degli SBODGs e degli EDGs condividono linee di comunicazione, servizi ausiliari o circuiti di controllo. I radiatori degli SBODGs sono refrigerati da

aria in circolazione forzata per mezzo di ventilatori che ricevono potenza dalla linea di alimentazione degli SBODGs. L'edificio di comando è diviso in modo che ciascuno degli SBODGs sia fisicamente separato dagli altri. Gli SBODGs e gli EDGs e i loro circuiti e sistemi ausiliari associati sono fisicamente, elettricamente e meccanicamente separati.

Ciascun SBODG comprende anche un motore sincrono trifase, refrigerato ad acqua, con poli interni ed un eccitatore esterno. La tensione nominale è di circa 7 kV mentre la frequenza, dipendente dalla rete elettrica dei paesi in cui l'impianto è installato è nominalmente di 50 Hz. Un ventilatore montato sull'albero del generatore fornisce aria di raffreddamento dalla camera diesel all'edificio di controllo.

Il sistema di eccitazione consiste di un eccitatore di pilotaggio, un eccitatore in AC trifase, un regolatore di tensione, trasformatori e trasduttori.

Un generatore a magneti permanenti fornisce potenza ad un regolatore di tensione che a sua volta fornisce una potenza ben precisa all'eccitatore del generatore per il controllo della tensione.

Il sistema di controllo (I&C) del SBODG e la messa a terra fanno sì che:

- Ciascun SBODG include:
 - Trasformatori;
 - Relè per la protezione del generatore;
 - Strumentazione e controlli necessari per il sistema di eccitazione del generatore.
- I comandi e la strumentazione di controllo del SBODG sono forniti dal sistema I&C alimentato da un sistema di potenza sempre attivo.
- La messa a terra per la protezione del personale e la messa a terra del neutro del generatore devono essere coerenti con i requisiti generali di messa a terra dell'impianto.

Ciascun SBODG e il sistema di distribuzione della potenza sono dimensionati in modo tale da fornire valori di tensione e frequenza necessari per le operazioni dei carichi connessi.

5.4 Prestazioni del sistema di potenza in AC

All'inizio di un evento SBO, batterie di sicurezza, di autonomia pari a circa due ore, alimentano in DC gli inverter e il sistema di controllo ad essi annesso.

Quando la potenza non viene più fornita al gruppo di comando da 7 kV del sistema di alimentazione di energia elettrica di emergenza (NPSS), gli interruttori del selezionato NPSS si apriranno ad un valore di tensione inferiore. Gli SBODGs automaticamente si apriranno per la diminuzione di tensione lungo il sistema di comando ad essi associato. Se gli EDGs non riescono ad energizzare la linea bus di competenza, gli alimentatori automatici di emergenza e gli EPSS sono attivati. L'apertura di questi interruttori ha lo scopo di prevenire l'accidentale fuori fase contemporaneo se il sistema di alimentazione di emergenza dovesse essere ripristinato durante il funzionamento del SBODG. Sufficienti controlli e indicazioni dovrebbero essere disponibili nella MCR e nei vari pannelli di controllo locali dei vari SBODGs.

Entrambi i SBODGs sono attivati e manualmente allineati alle loro rispettive linee dalla MCR entro **dieci minuti** dall'inizio del transitorio di Station Blackout.

Quando viene ripristinata la potenza della rete elettrica esterna, gli operatori potranno spegnere manualmente il SBODG.

5.5 Valutazione della capacità dell'impianto di far fronte ad uno SBO

L'impianto di riferimento è stato esaminato per determinare la sua capacità di resistere ad uno SBO. Le principali preliminari conclusioni alle quali siamo pervenuti sono basate sulle seguenti considerazioni:

- La valutazione è stata effettuata assumendo che lo SBO si verifichi mentre il reattore funziona al 100% della sua potenza nominale ed ha lavorato a tale livello di potenza per almeno 4 mesi;
- Immediatamente prima dello SBO, il reattore e i sistemi ausiliari sono caratterizzati da livelli di pressione, temperatura e refrigerante che ricadono nel range di normale funzionamento; tutte le apparecchiature in stato di standby sono pronte per intervenire;
- Si assume che le azioni dell'operatore seguano le procedure di esercizio dell'impianto nel momento in cui ci si trovi in presenza di eventi iniziatori o scenari incidentali ben identificati come uno SBO;
- Le azioni da intraprendere per un evento di SBO sono basate sull'uso di I&C alimentati da batterie di stazione;
- Vengono valutate le capacità dei sistemi e dei componenti necessari per la refrigerazione del core e per la rimozione del calore residuo di decadimento in seguito ad un evento SBO. I sistemi usati per fronteggiare un evento SBO sono coerenti con quanto previsto nelle normative;
- La capacità di mantenere un adeguato inventario del *reactor coolant system* (RCS) per la refrigerazione del core, prendendo in considerazione eventuali contrazioni, perdite da guarnizioni delle pompe, e altre eventuali perdite di inventario;
- L'adeguatezza del progetto e dei componenti necessaria per fronteggiare un evento SBO per un determinato lasso di tempo e un periodo di ripristino viene valutata in base alle condizioni ambientali associate, includendo:
 - Potenziali fallimenti dei componenti necessari per l'evento SBO;
 - Potenziali effetti ambientali sulla funzionalità e sull'affidabilità dei componenti necessari per uno SBO, inclusi i possibili effetti dei sistemi antincendio;
 - Potenziali effetti di altri pericoli, come per esempio il clima, sulla risposta del componente all'evento di SBO;
 - Potenziali preoccupazioni di vivibilità per quelle aree che potrebbero richiedere l'accesso di un operatore durante lo SBO e il periodo di ripristino del sistema ad esso annesso.

Tutti i componenti richiesti per fronteggiare un evento SBO sono disponibili sul sito. Le sorgenti di potenza AAC sono disponibili entro dieci minuti dall'inizio dello Station Blackout.

Le sorgenti di potenza AAC e EUPS (gruppi di continuità del sistema) forniscono indicazioni e potenza per la chiusura delle valvole di isolamento del contenimento che potrebbero essere aperte all'inizio dello SBO, escludendo quanto segue:

- Valvole normalmente chiuse durante il transitorio;
- Valvole che non si chiudono con perdita di potenza;
- Valvole di controllo;
- Valvole presenti nei circuiti chiusi non radioattivi che non dovrebbero essere violate in uno SBO (escluse le linee che comunicano direttamente con l'atmosfera del contenimento);
- Valvole di diametro nominale inferiore a circa 8 cm.

5.6 Strategia di mitigazione dell'evento SBO

Durante il normale funzionamento dell'impianto, ciascun SBODG si trova in stato di standby e i motori diesel ad essi associati sono pronti per essere messi in azione. Ciascun generatore diesel è preventivamente lubrificato e il suo fluido refrigerante preriscaldato. All'inizio di un evento di SBO, batterie EUPS (gruppi di continuità) con autonomia di due ore forniscono potenza in DC agli inverter EUPS e ai loro carichi, includendo quella fornita al sistema I&C e il sistema di controllo in DC. Ad un abbassamento di tensione che compete al gruppo di comando di circa 7 kV, i carichi sono automaticamente isolati dalle loro rispettive linee bus. I carichi che non fanno parte della linea di potenza sono isolati in numero tale che i rimanenti siano minori della potenza nominale del SBODG per il carico connesso immediatamente (tipicamente il 20-30% del carico nominale continuo del motore). Un segnale automatico di avvio è inviato agli SBODGs. L'interruttore dello SBODG si chiude automaticamente su una linea bus diversa dalla linea di potenza fino al raggiungimento del valore di tensione e frequenza nominali, proprie di tale linea. Lo spegnimento in sicurezza dei carichi può sempre essere eseguito manualmente entro dieci minuti dall'inizio dell'evento.

5.7 SBO TIMELINE – Sequenza temporale tipica prevedibile per uno Station Blackout

1. Prima dell'evento, coerentemente con le specifiche tecniche, le perdite di refrigerante non identificate risultano poco meno di 63 cm^3 al secondo, quelle identificate invece dovrebbero ammontare a circa 0.63 litri al secondo.
2. All'inizio dell'evento, le pompe di ricircolo del refrigerante vedono diminuire la loro velocità, portando ad un *turbine trip*. Tutta l'acqua di alimentazione ai GV viene a mancare. La pressione dei GV è controllata e mantenuta a circa 95.47 bar mediante il Main Steam Relief Train (MSRT). Le valvole di sicurezza del pressurizzatore non dovrebbero aprirsi. La portata che circola nelle linee di "Letdown" viene arrestata automaticamente all'inizio dello SBO.
3. Due minuti dopo l'evento, si ipotizza che tutte le tenute (guarnizioni) delle pompe di circolazione del circuito primario RCPs (Reactor Coolant Pumps) falliscano. Questo è dovuto alla perdita della portata iniettata nelle tenute delle RCPs e della barriera termica garantita dal refrigerante. Le specifiche di progetto delle guarnizioni delle pompe normalmente limitano le perdite (dopo un fallimento di queste) a circa 1.6 litri al secondo per ciascuna tenuta o circa 6.5 litri al secondo in totale. La perdita totale del *reactor coolant system* potrebbe raggiungere dunque il valore di circa 7 litri al secondo o meno.
4. Circa dieci minuti dopo l'evento, gli SBODGs sono disponibili per l'avvio manuale e per sostenere il "carico elettrico" rappresentato dai componenti che assicurano lo spegnimento in sicurezza (safe shutdown). Le batterie EUPS (gruppi di continuità) con autonomia di 12 ore si ricaricano con i SBODGs. Così, i carichi da queste forniti saranno disponibili per tutta la durata dello SBO. I sistemi HVAC verranno ripristinati. Qualche area dell'edificio di sicurezza può superare per breve tempo i 50°C prima che gli HVAC entrino in azione.
5. Quindici minuti dopo, il sistema di tenuta elimina la perdita di refrigerante dalle guarnizioni del RCP. La perdita di refrigerante, relativa a ciascuna guarnizione, è di 30 cm^3 al secondo; le perdite complessive potrebbero pertanto risultare pari a circa 0.4 l al secondo o meno. La fuoriuscita di fluido continua per tutta la durata dell'evento.

6. Trenta minuti dopo, due pompe di feedwater di emergenza vengono attivate e cominciano ad alimentare i quattro GV. I livelli nei GV alimentati passerebbero così da circa il 40% del valore del “wide range” (WR) al normale valore di WR (82.2%) del post-turbine trip.

6 EMERGENCY FEEDWATER SYSTEM-SISTEMA DI EMERGENZA DELL'ACQUA DI ALIMENTO

L'Emergency Feedwater System (EFWS) fornisce acqua ai GV con lo scopo di mantenere, ed eventualmente ripristinare, il normale livello di acqua e rimuovere la potenza di decadimento nel momento in cui postulate condizioni incidentali (DBA) comportino la perdita dell'acqua di alimento. L'EFWS rimuove il calore contenuto nel RCS; tale potenza viene prima trasferita al lato secondario tramite i GV e, successivamente, scaricata come vapore nell'ambiente attraverso il condensatore o attraverso le Main Steam Relief Valves (MSRV).

6.1 Basi di progetto

L'EFWS assolve alle seguenti funzioni di sicurezza:

- Fornisce ai GV un flusso tale da assicurare e mantenere il normale livello d'acqua al loro interno e garantire la rimozione del calore residuo di decadimento dal RCS attraverso i GV e le MSRVs, sostenendo il sistema di rimozione del calore di decadimento (RHRS) nella refrigerazione e depressurizzazione del RCS durante condizioni incidentali o transitorie che rientrano nei DBAs;
- Garantisce alle piscine di immagazzinamento un inventario di acqua tale da soddisfare i requisiti di refrigerazione di emergenza.

L'Emergency Feedwater System rispetta i seguenti criteri di base:

- Alcune porzioni dell'EFWS non sono condivise con altre unità di potenza;
- L'EFWS è in grado di fornire una sufficiente rimozione della potenza di decadimento durante uno SBO. Questa non è una funzione di sicurezza.

L'EFWS è un sistema di sicurezza e non interviene durante il normale funzionamento dell'impianto. Esso ha quattro linee separate, ciascuna comprendente una piscina di immagazzinamento dell'acqua, una pompa, valvole di controllo e di isolamento, tubazioni ed annessa strumentazione. Un collettore di alimentazione mette in comunicazione le piscine di immagazzinamento con le pompe di aspirazione mentre un altro collega le pompe al GV. I collettori di alimentazione hanno valvole di isolamento manuale che normalmente sono chiuse, mentre il collettore di mandata è isolato da valvole comandate meccanicamente (MOV) che permettono di cambiare l'allineamento dell'ambiente di mandata della pompa dalla sala di controllo principale.

Il sistema di distribuzione dell'acqua demineralizzata viene inizialmente usato per riempire le piscine di immagazzinamento dell'EFWS e può essere allineato dalla MCR.

L'EFWS è progettato per fornire circa 25 litri al secondo (a circa 50 °C) ad un minimo di due generatori di vapore in seguito ad una rottura della *main feedwater line*, quando il pompaggio avviene contro il livello di pressione della MSRT.

Questo requisito è soddisfatto assumendo un singolo fallimento e un fuori uso della pompa di EFW per manutenzione.

Le quattro linee dell'EFWS sono alimentate da linee bus di emergenza separate, ciascuna sostenuta da un generatore diesel di emergenza (EDG), con le linee 1 e 4 anche capaci di essere alimentate da differenti generatori diesel per lo SBO (SBODGs).

6.2 Piscine di immagazzinamento del sistema di alimentazione di emergenza

Le piscine di immagazzinamento dell'EFW si trovano negli Edifici di Sicurezza (Safeguard Buildings). Queste sono realizzate in calcestruzzo internamente rivestito con un liner di acciaio inox. Il volume utile delle piscine ammonta a circa 416.500 litri per le linee 1 e 4 e a 372000 litri per le linee 2 e 3.

Indicazioni sui livelli di "Wide Range" e "Narrow Range" delle piscine sono fornite dal MCR e un manometro locale si trova nelle stanze delle pompe del sistema di emergenza dell'acqua di alimento; la MCR fornisce anche informazioni sulla temperatura dell'acqua contenuta nelle piscine.

6.3 Valvole attive dell'EFW

6.3.1 Valvole di controllo del flusso dell'EFW

Le valvole di controllo del flusso del sistema di emergenza della FW sono valvole comandate meccanicamente; esse limitano il flusso delle pompe di EFW diretto ad un GV depressurizzato e ostacolano il funzionamento per inerzia delle pompe. Le valvole includono un dispositivo meccanico d'arresto, regolabile, programmato per limitare il flusso massimo. Durante il normale funzionamento dell'impianto, ogni valvola si trova nella propria posizione di arresto meccanico (standby); durante il funzionamento delle pompe di EFW, ciascuna valvola è automaticamente posizionata per fornire il flusso di progetto di circa 25.2 litri al secondo.

6.3.2 Valvole di controllo del livello nei GV dell'EFWS

Le valvole di controllo del livello dei GV sono normalmente aperte (standby) durante il funzionamento dell'impianto e ricevono un segnale di attivazione su un attuatore EFW per il basso livello nel GV o per la perdita di potenza elettrica fuori sito (LOOP) con iniezione di sicurezza (SI). Le valvole si chiuderanno automaticamente ad un elevato livello nel GV per evitare un eccessivo riempimento di questo in seguito ad un SGTR (rottura di una tubazione del GV). Queste valvole mantengono il GV al livello stabilito, regolando il flusso delle pompe di EFW; le valvole possono essere chiuse manualmente dalla MCR per isolare il flusso di EFW al GV interessato.

6.4 Alimentazione elettrica

Ciascuna linea dell'EFWS riceve potenza da un sistema di alimentazione di emergenza separato. Durante un evento di perdita di potenza in sito e fuori sito, l'energia elettrica viene fornita dai EDGs. Le valvole di controllo del livello, le valvole di isolamento del GV e le valvole connesse ai collettori di mandata sono anche alimentate da gruppi di continuità (uninterruptible battery power). In aggiunta, normalmente le linee 1 e 4 dell'EFWS sono alimentate dagli SBODGs.

6.5 Perdita di potenza elettrica fuori sito per breve tempo

La perdita dell'alimentazione di potenza elettrica in AC consiste nella perdita dell'MFWS (Sistema di alimentazione principale) e del SSS (Sistema di avviamento e spegnimento-Startup Shutdown System). All'aumentare della pressione nella Main Steam Line (MSL) in seguito ad un *reactor trip*, le valvole di isolamento della Main Steam Relief Train (MSRIV), a monte delle valvole di controllo (MSRCV), sono aperte automaticamente in atmosfera. Gli EDGs si attivano per alimentare le pompe dell'EFWS in seguito alla perdita di potenza; le pompe si attivano per il basso livello presente nel GV.

6.6 Valutazioni relative alla sicurezza

Il progetto di alcune porzioni relative alla sicurezza del EFWS deve essere in grado di soddisfare i requisiti riguardanti la capacità di garantire il flusso necessario affinché il sistema possa rimuovere il calore residuo per tutto l'intero periodo di funzionamento del reattore e refrigerare l'impianto fino a riportare la temperatura del sistema di rimozione del calore di decadimento a quella coincidente con un singolo fallimento attivo o con la perdita di potenza fuori sito.

L'EFWS ha la capacità di rimuovere tutto il calore di decadimento dal RCS durante un transitorio incidentale che rientra nei DBAs.

Le linee 1 e 4 dell'EFWS sono alimentate da entrambi i SBODGs, includendo la sala di raffreddamento delle pompe.(Pump Room Cooling)

Due pompe di EFW e le sale di refrigerazione (room cooling) ad esse associate possono essere alimentate anche da una sorgente alternativa di potenza in AC, ciascuna comprendente due differenti SBODGs. I diesels di alimentazione di potenza in AC devono avere i requisiti di qualità e capacità per fronteggiare situazioni incidentali le cui cause comuni rientrano nei BDBAs.

Esiste una differenza sostanziale tra EDGs e SBODGs, includendo la differenza di progetto e di taglia nominale; localizzazione in aree separate; ed esclusione della potenza di controllo condivisa, HVAC, refrigerazione del motore o sistemi di stoccaggio di combustibile. Il sistema di refrigerazione degli EDGs scambia calore utilizzando uno scambiatore acqua-acqua, al contrario quello utilizzato dal sistema di refrigerazione degli SBODGs risulta essere uno scambiatore acqua-aria. Non vi sono eventi legati all'ambiente o singoli fallimenti che simultaneamente possono compromettere il funzionamento di SBODGs e SDGs.

Nell'eventualità poco probabile in cui la funzionalità dell'Emergency Feedwater fosse compromessa per fallimenti di cause comuni, gli effetti sono mitigati dalle grandi riserve di acqua primaria e secondaria dell'impianto.

L'analisi di una postulata perdita dell'EFWS, compiuta da altri ricercatori, escludendo qualsiasi azione di mitigazione, ha mostrato che il tempo di prosciugamento dell'acqua nel GV è superiore ad 1.5 ore, e il core resta immerso in acqua sottoraffreddata per più di 2 ore. L'analisi di questo evento incidentale (BDBA) ha assunto:

- Un evento LOOP proprio mentre l'impianto lavora a regime e a piena potenza;
- Normali condizioni di funzionamento del PRZ e del GV;
- Curva di decadimento *best estimate*;
- Condizioni di temperatura e pressione del primario e del secondario, calcolate con codici di sistema.

Questo “ritardo” fornisce il tempo per le azioni di compensazione fino alla rimozione del calore di decadimento. Ad esempio, in seguito alla perdita della potenza di emergenza in AC, due pompe di EFW possono essere alimentate da una sorgente alternativa di potenza in AC e le pompe si attivano dalla sala di controllo entro trenta minuti dall’inizio dell’evento. La sequenza temporale degli eventi di un SBO è stata descritta dettagliatamente sopra.

7 ANALISI DI UNO SBO CON IL CODICE TRACE

Sulla base delle considerazioni sopra esposte si è pertanto proceduto alla analisi di un evento di SBO con mancato intervento dei sistemi di emergenza e "SCRAM" completo adottando due ulteriori condizioni estremamente conservative:

- a) si assume che non vi sia alcuna perdita di refrigerante dalle tenute delle pompe di circolazione del circuito primario nè da altri contributi al fine di massimizzare la probabilità che le valvole di sicurezza poste in cima al pressurizzatore possano intervenire durante il transitorio;
- b) si assume che almeno fino a trenta minuti dopo l'evento iniziatore non vi sia alcun intervento del EFWS.

Il transitorio è stato simulato per una durata di almeno 30 minuti.

All’inizio del transitorio (istante iniziale dello SBO) vengono chiuse le valvole di isolamento delle main steam line e allo stesso tempo viene chiusa la linea di alimentazione delle main feed water a tutti i generatori. Nello stesso istante viene interrotta l’alimentazione elettrica della pompe e quindi da ora in avanti il numero di giri delle stesse degraderà nel tempo in funzione della loro inerzia complessiva. La portata ponderale che attraversa il circuito primario degraderà nel tempo con la stessa legge temporale. Nella figura 7-1 è riportato l’andamento temporale della velocità angolare di una pompa di circolazione del circuito primario; come si può osservare la velocità angolare (o la portata ponderale) si riduce rapidamente nel tempo, tuttavia, almeno fino a trenta minuti dall’inizio del transitorio, i valori della portata sono ancora significativi ai fini della rimozione dal core del calore di decadimento. Nella figura 7-2 è riportato l’andamento della prevalenza della pompa; come si può osservare dopo circa 700 s dall’inizio del transitorio la pompa ha completato la sua fase di degrado inerziale e da ora in avanti il rotore della stessa è trascinato dal moto del fluido primario che rimane in circolazione naturale.

Nella figura 7-3 è riportato l’andamento della portata ponderale. Dopo trenta minuti dall’inizio del transitorio il valore della portata ponderale è pari a circa 265.35 kg/s.

All’inizio del transitorio si innesca altresì l’inserimento di tutte le barre di controllo e di spegnimento rapido del reattore. La loro completa inserzione avviene in pochi secondi dall’inizio dello stesso transitorio comportando una inserzione di reattività negativa programmata pari a circa -4500 pcm, figura 7-4.

Tale reattività, durante il transitorio, sia per effetto della retroazione dovuta all’effetto Doppler sia per gli effetti delle retroazioni dovute alle variazioni della densità del moderatore/refrigerante ed alle piccole variazioni delle concentrazioni di xenon e samario, subisce modeste variazioni facendo permanere il core in un’ampia condizione di sottocriticità. Lo studio della dinamica neutronica del core è stato compiuto adottando il modello di cinetica puntiforme con i principali valori dei parametri di retroazione tipici del reattore di riferimento.

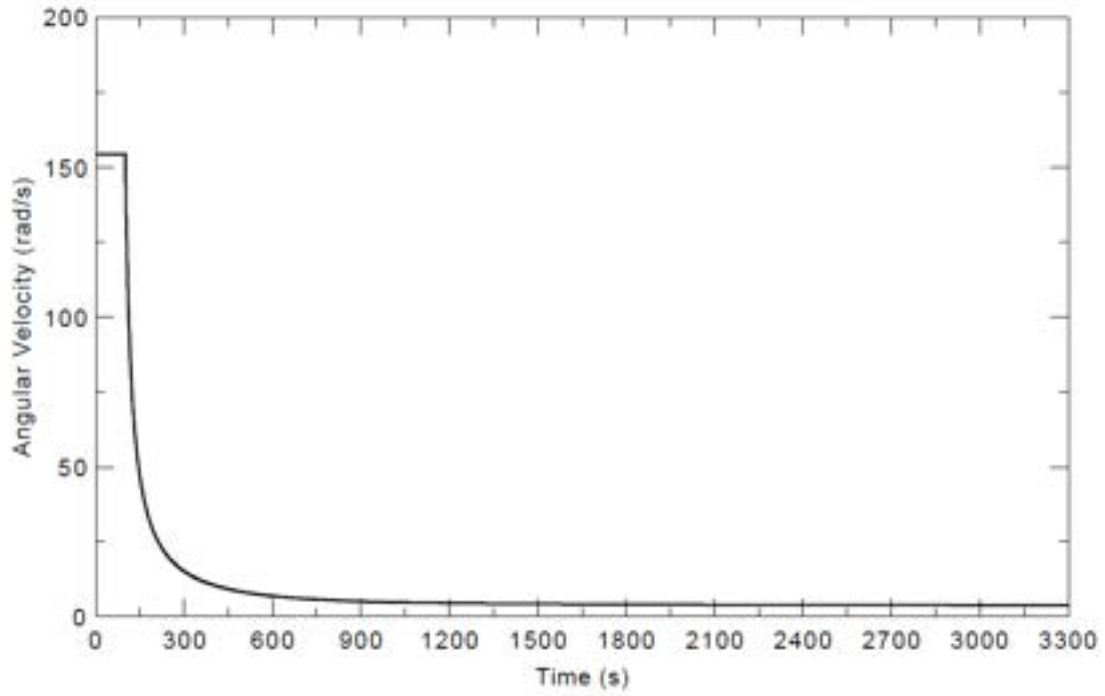


Figura 7-1: Andamento della velocità angolare di una pompa del circuito primario.

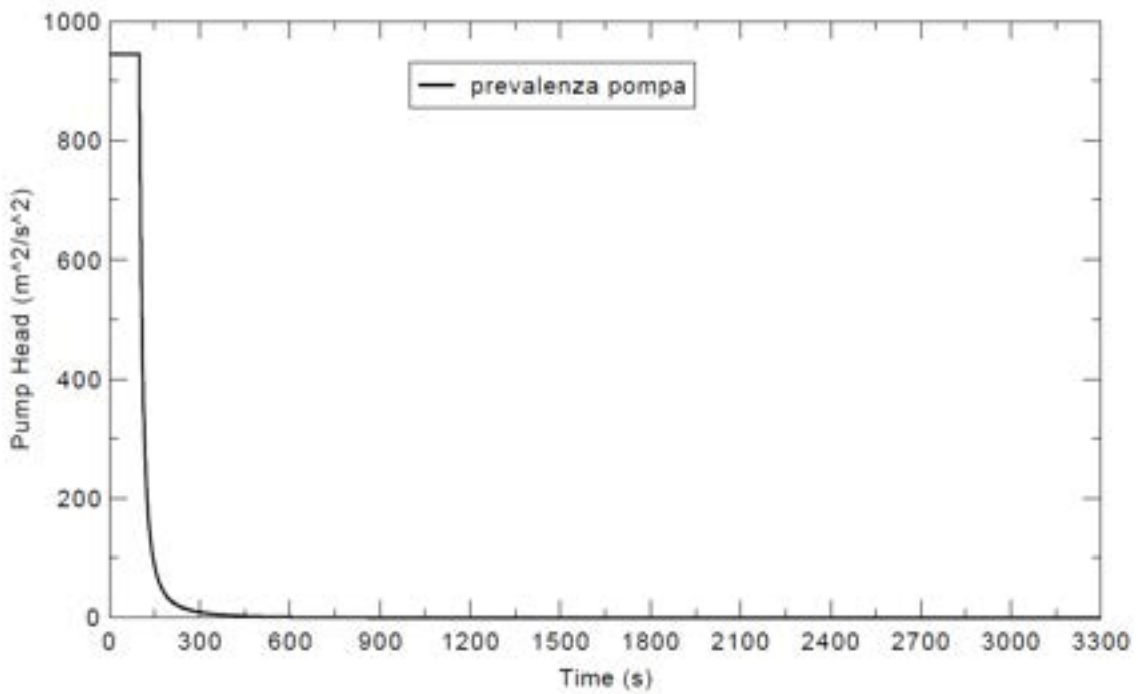


Figura 7-2: Andamento della prevalenza di una pompa del circuito primario.

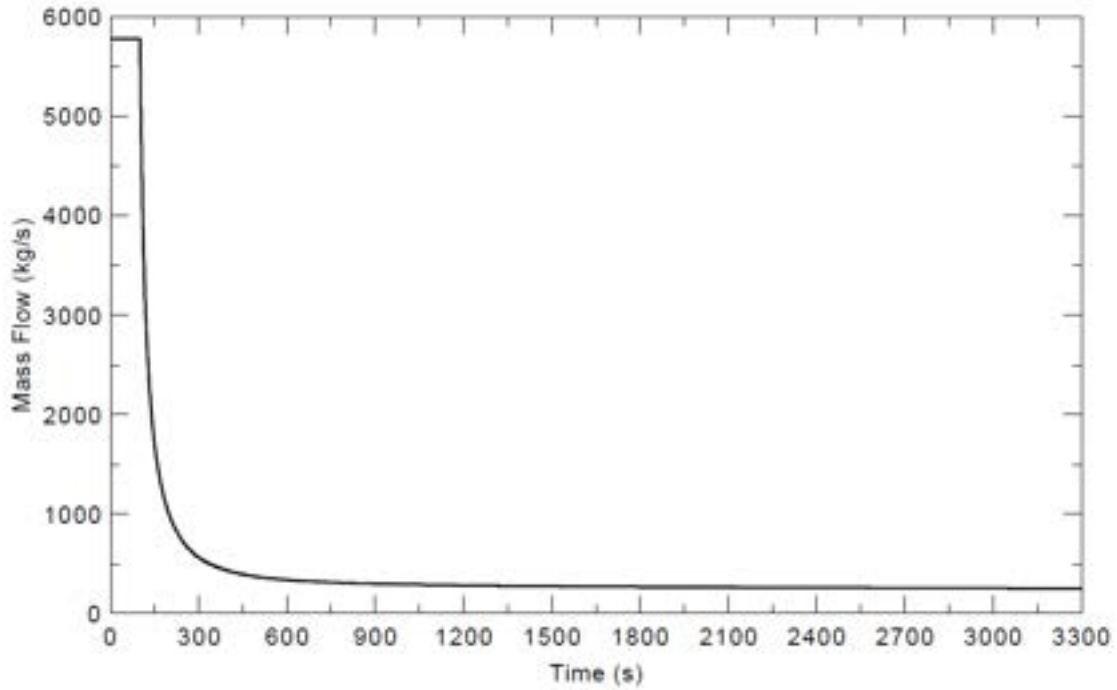


Figura 7-3: Andamento della portata ponderale in un loop del circuito primario.

La potenza prodotta dal core quindi si riduce drasticamente come è possibile vedere nella figura 7-5. Come ci si aspetta, pochi secondi dopo l'inizio del transitorio la potenza prodotta nel core è sostanzialmente determinata dal calore di decadimento dei prodotti di fissione. A trenta minuti dall'inizio del transitorio il valore calcolato dal codice è pari a circa 70.6 MW.

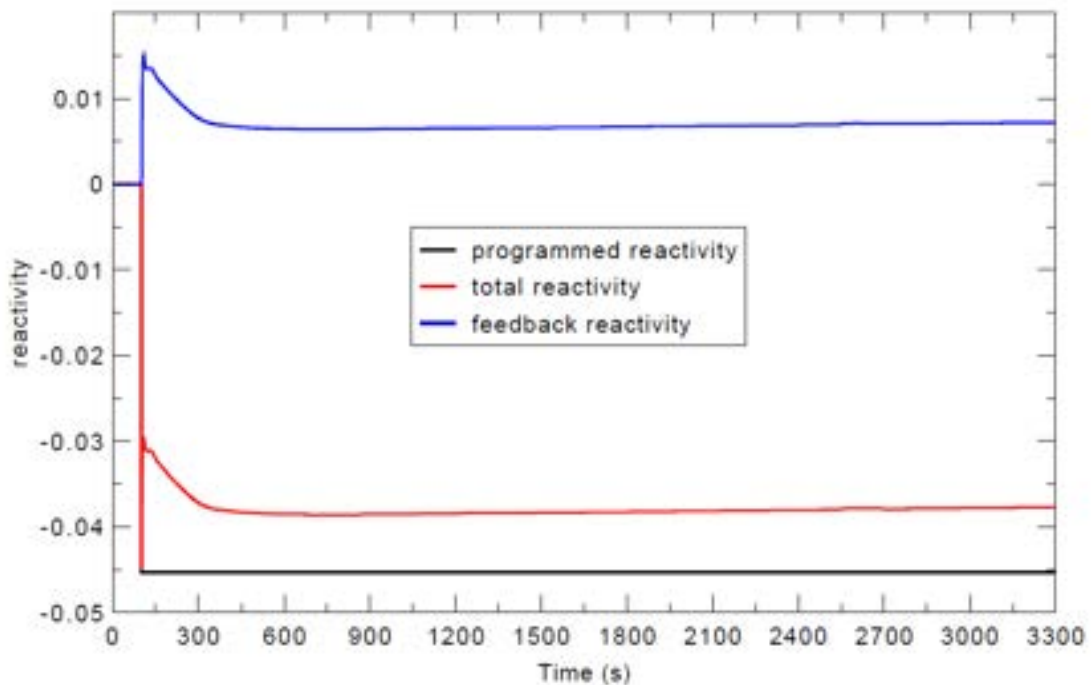


Figura 7-4: Andamento della reattività.

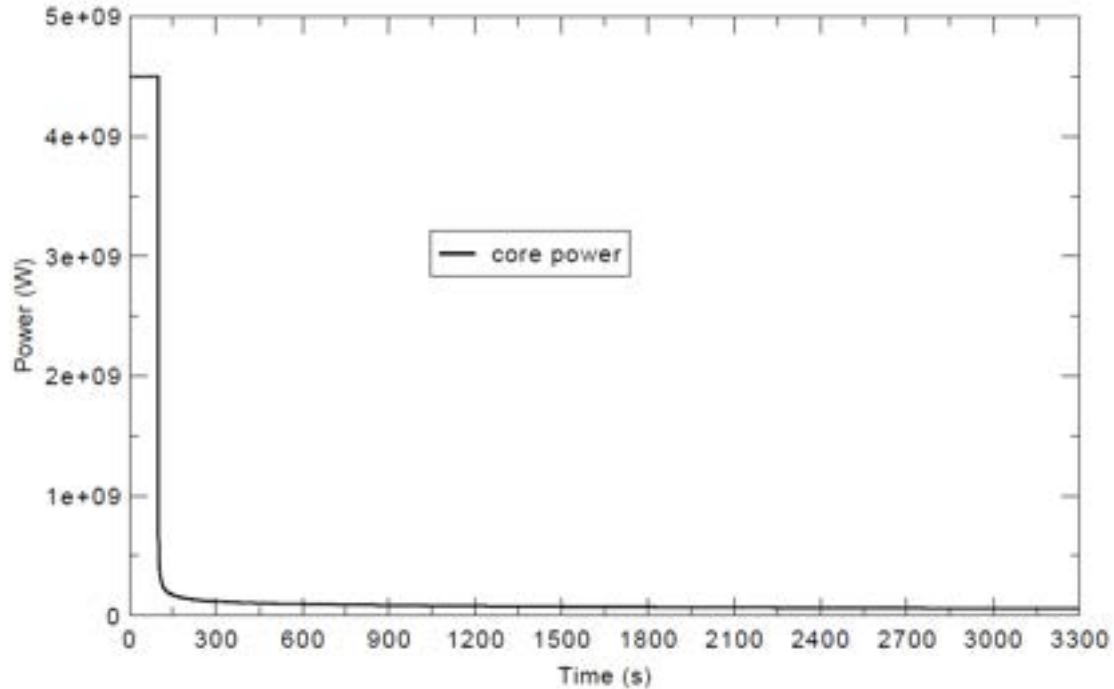


Figura 7-5: Potenza prodotta nel core

Per quanto riguarda l'andamento della pressione nel circuito primario e nei secondari dei GV si veda la figura 7-6. Come si può osservare, la pressione del circuito primario all'inizio del transitorio subisce una repentina decrescita riducendosi al valore minimo raggiunto nel transitorio esaminato (140.19 bar a circa 15 s). Successivamente la pressione cresce fino a raggiungere il suo valore massimo pari a circa 165.38 bar (t uguale circa 951 s); si noti che tale valore massimo risulta inferiore al valore di soglia di apertura delle valvole poste sul pressurizzatore. Il valore di soglia di tali valvole è riportato nella medesima figura con la linea colorata in rosso. Nella parte restante del transitorio la pressione del circuito primario risulta sostanzialmente decrescente assestandosi a circa trenta minuti al valore di 163.55 bar.

Il comportamento della pressione del circuito primario è fenomenologicamente compreso osservando l'andamento della potenza prodotta nel core e di quella asportata dai GV nei primi 20 s dopo l'avvio del transitorio. Nella figura 7-7 sono riportati i valori percentuali, rispetto ai valori nominali, delle suddette potenze nel breve intervallo temporale di interesse. Come si può osservare, inizialmente la potenza prodotta nel core, per la repentina inserzione di reattività negativa, si riduce drasticamente e risulta, almeno fino a 16 s, nettamente inferiore a quella asportata dai GV; questo fatto dunque spiega, almeno sul piano del bilancio energetico, la iniziale decrescita della pressione del circuito primario di cui si è sopra accennato.

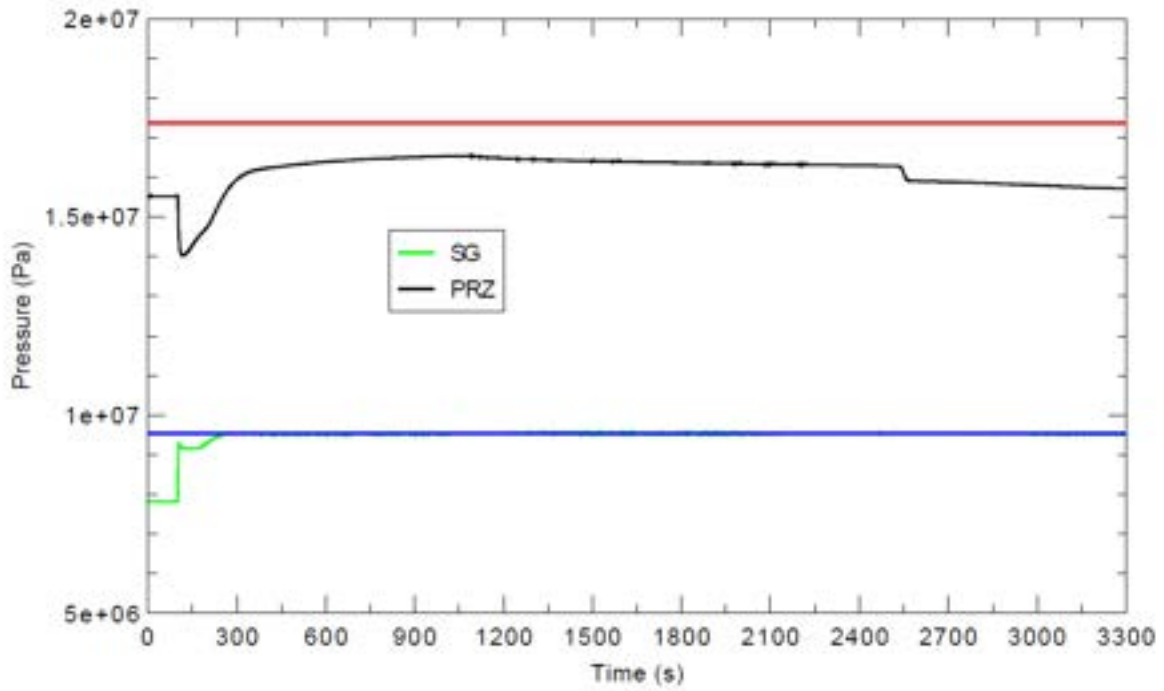


Figura 7-6: Andamento della pressione nel circuito primario e nei secondari dei GV.

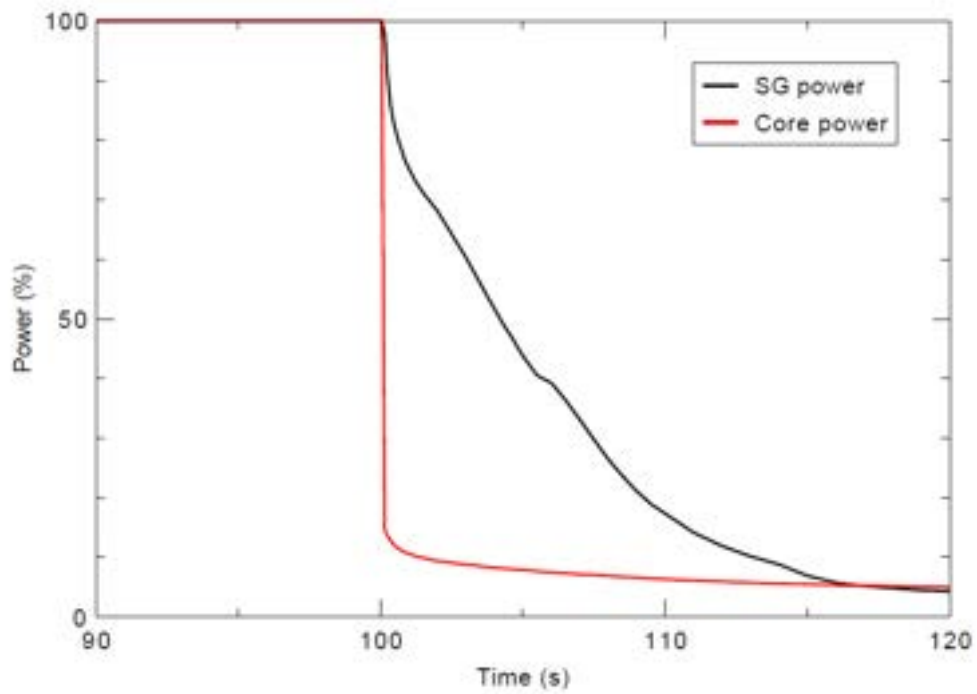


Figura 7-7: Andamento delle potenze prodotte nel core ed asportata dai GV, espresse in percentuale rispetto ai valori nominali (particolare).

Nella figura 7-8 sono riportate le stesse grandezze di cui alla figura 7-7, per oltre 30 minuti. Come si può osservare nell'intervallo temporale compreso fra il 16° secondo e circa 950 s, la potenza prodotta nel core risulta maggiore di quella asportata dai GV e pertanto, come mostrato nella figura 7-6, la pressione del RCS torna ad aumentare attingendo a circa 951 s il suo valore massimo.

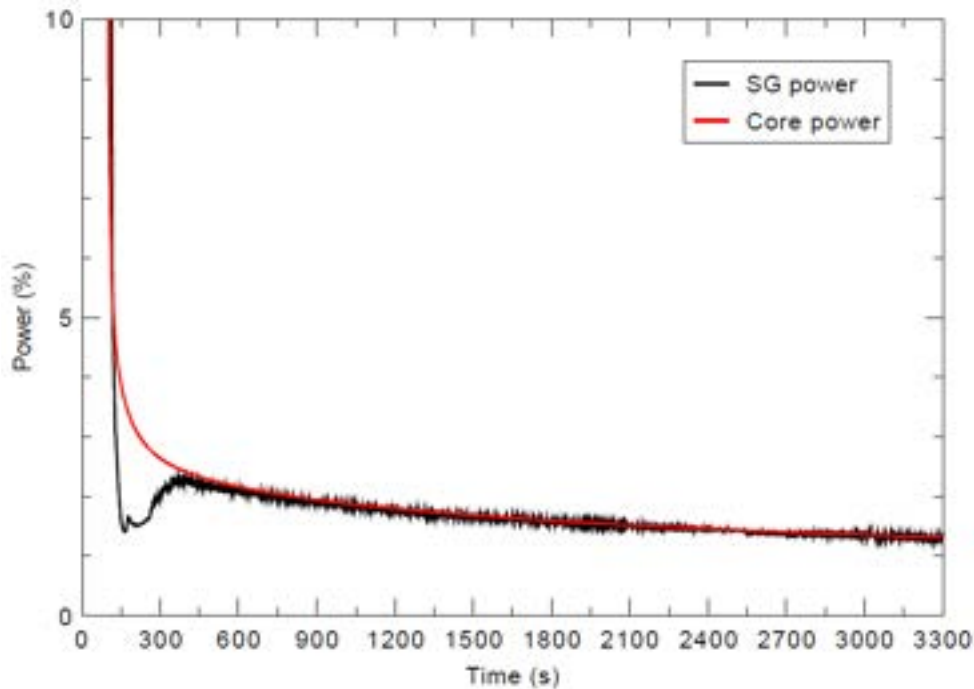


Figura 7-8: Andamento delle potenze prodotte nel core ed asportata dai GV, espresse in percentuale rispetto ai valori nominali.

Per quanto riguarda la pressione nei secondari dei GV, come si può vedere nella figura 7-6, subito dopo l'inizio del transitorio questa, ovviamente, subisce una rapida crescita; tale crescita, tuttavia, dopo circa 5 s, riduce il suo gradiente temporale fino all'istante 177 s, nel quale attinge il valore di soglia di circa 95.47 bar - apertura delle main steam relief valves. Da questo istante in avanti la pressione nei GV si mantiene sostanzialmente costante. Sempre dal medesimo istante si determina l'apertura delle main steam relief valves e l'andamento della portata scaricata dalle stesse per uno dei GV è riportata nella figura 7-9.

Questo meccanismo di bleed costituisce l'elemento chiave di rimozione del calore di decadimento dal circuito primario. Tuttavia esso comporta, come è ovvio, una riduzione progressiva dell'inventario di massa del circuito secondario dei GV, il cui andamento temporale è riportato nella figura 7-10. Come si può osservare nella figura la massa rimanente in un GV dopo circa 3200 s secondi dall'inizio del transitorio è pari a circa 43776 kg cioè circa il 53.5 % dell'inventario iniziale.

Infine, si segnala che nel transitorio esaminato, come ci si aspettava, il refrigerante primario rimane sempre in condizioni di ampio sottoraffreddamento.

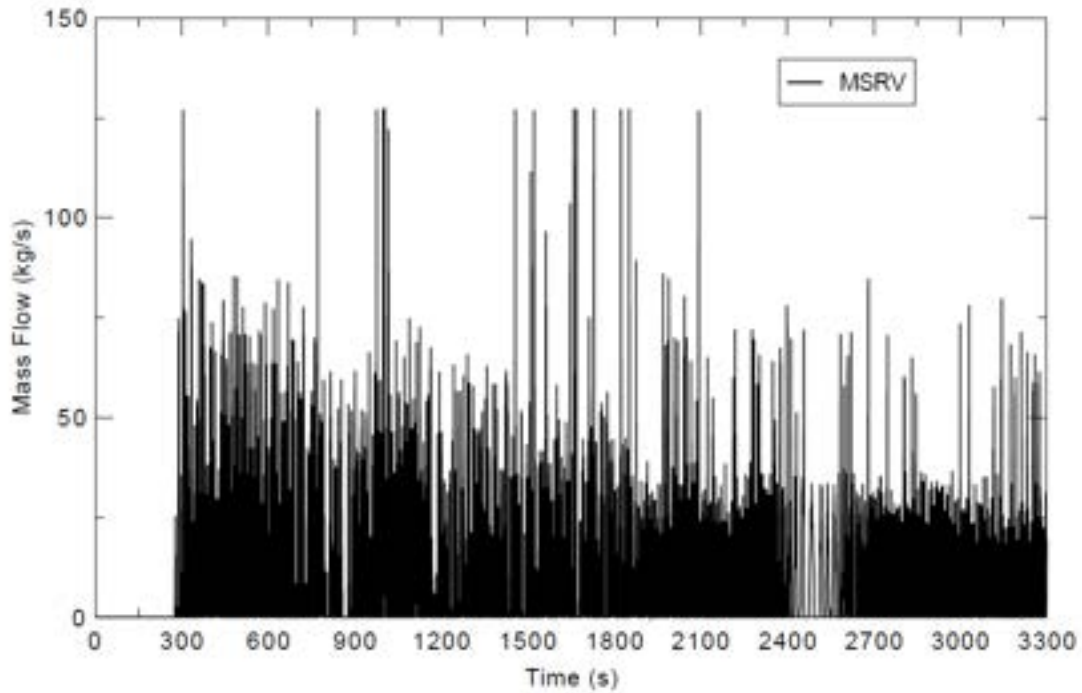


Figura 7-9: Andamento della portata scaricata dalla main steam relief valve per uno dei GV.

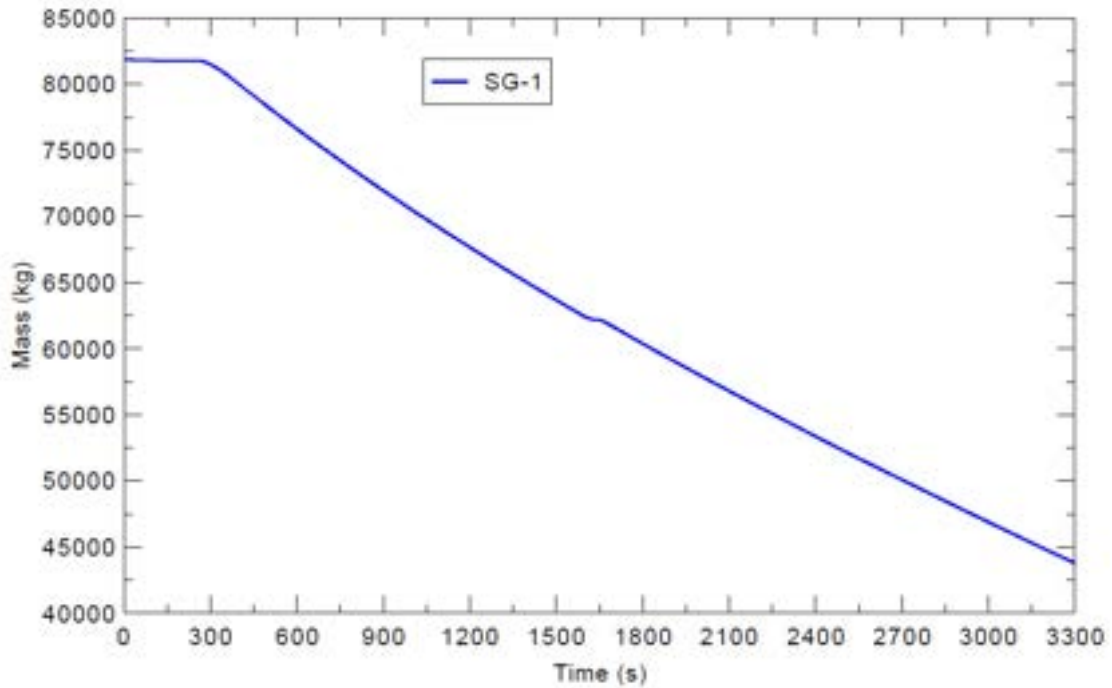


Figura 7-10: Andamento dell'inventario di massa del circuito secondario del GV.

8 CONCLUSIONI

I risultati ottenuti, nella simulazione dell'evento di "Station blackout", sono soddisfacenti. E' stata eseguita una analisi preliminare, per un impianto PWR-(EPR-like), limitata ai primi 30 minuti del transitorio con mancato intervento dei sistemi di emergenza e in condizioni di scram completo. La modellazione dei generatori di vapore sembra "robusta" ed in grado di fornire i valori attesi nelle condizioni di stato stazionario. Ulteriori indagini sono comunque necessarie per la definizione e lo studio delle condizioni di intervento dei sistemi di alimentazione di emergenza dei generatori di vapore.

9 BIBLIOGRAFIA

- 1) Fulvio Mascari, Giuseppe Vella. Sviluppo di una nodalizzazione TRACE per il vessel di un impianto nucleare tipo EPR utilizzando il codice trace. Attivita' svolta nell'ambito del contratto di ricerca n° 2411 tra il Dipartimento di Ingegneria Nucleare dell'Universita' degli Studi di Palermo e Ricerca Sistema Energetico – RSE S.P.A.
- 2) F. De Rosa, M. Sangiorgi, P. Turrone, M. Ciotti, A. Campreder, S. Paci, F. Mascari, G. Vella, A. Naviglio, D. Vitale di Maio, M. Adorni. Gruppo di lavoro Mille600: repertorio dati per un reattore PWR come caso di esercizio per codici di analisi di sicurezza e di PSA. Report Ricerca di Sistema Elettrico Accordo di Programma Ministero dello Sviluppo Economico – ENEA. Settembre 2011.
- 3) F. Castiglia, P. Chiovaro, M. Ciofalo, P.A. Di Maio, M. Giardina, F. Mascari, G. Morana, G. Vella. Calcoli termoidraulici relativi al progetto di un generatore di vapore con tubi a U a circolazione naturale per un tipico reattore nucleare ad acqua pressurizzata da 1600 MWe. CERSE-UNIPA RL 1211 2011.
- 4) U.S. EPR FINAL SAFETY ANALYSIS REPORT, Chapter 8.
- 5) EPR Safety, Security and Environmental Report, The Pre-Construction Safety Report (PCSR), Chapter 1-9

10 APPENDICE

Breve curriculum scientifico del gruppo di lavoro 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.

Il 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 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".

I 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'EHRIS e il sistema RWST dell'impianto SPES-3.