



Ricerca di Sistema elettrico

Indagine sulla sicurezza delle centrali frontaliere distanti meno di 200 km dal territorio nazionale – PAR 2017

F. Mascari, F. Rocchi

Indagine sulla sicurezza delle centrali frontaliere distanti meno di 200 km dal territorio nazionale – PAR 2017

F. Mascari, F. Rocchi (ENEA)

Settembre 2018

Report Ricerca di Sistema Elettrico

Accordo di Programma Ministero dello Sviluppo Economico - ENEA

Piano Annuale di Realizzazione 2017

Area: Generazione di energia elettrica con basse emissioni di carbonio

Progetto: Sviluppo competenze scientifiche nel campo della sicurezza nucleare e collaborazione ai programmi internazionali per il nucleare di IV generazione - Linea Progettuale 1

Obiettivo: Safety assessment e valutazioni d'impatto

Responsabile del Progetto: Federico Rocchi, ENEA

Questo rapporto contiene il seguente Rapporto Tecnico ENEA:

- F. Mascari, F. Rocchi, Analisi delle temperature nei fondi dei Generatori di Vapore di reattori frontali PWR da 900 MWe in caso di LBLOCA in gamba calda, ADPFISS-LP1-121

Titolo
ANALISI DELLE TEMPERATURE NEI FONDI DEI GENERATORI DI VAPORE DI REATTORI FRONTALIERI PWR DA 900 MWE IN CASO DI LBLOCA IN GAMBA CALDA
Descrittori
Tipologia del documento: Rapporto Tecnico

Collocazione contrattuale: Accordo di Programma ENEA-MISE su Sviluppo Competenze Scientifiche nel Campo della Sicurezza Nucleare e Collaborazione ai Programmi Internazionali per il Nucleare di IV Generazione

Argomenti trattati: Reattori ad acqua leggera, Generatori di vapore, TRACE, LBLOCA

Sommario

Nel presente rapporto tecnico vengono riportati i risultati dell'attività di ricerca sviluppata nella linea LP1 (Sviluppo Competenze Scientifiche nel Campo della Sicurezza Nucleare), obiettivo B (Safety Assessment e Valutazioni D'impatto) task B1.1 (analisi delle temperature nei fondi dei generatori di vapore di reattori frontaliere PWR da 900 MWe in caso di incidenti) del PAR 2017, Accordo di Programma ENEA-MISE. Avendo come riferimento un generico PWR-900 MWe con 3-loop di tipo occidentale, in questo rapporto è presentata una prima analisi termoidraulica finalizzata a studiare l'andamento delle temperature nella camera di ingresso e uscita dei generatori di vapore durante un postulato LBLOCA in gamba calda; i principali parametri, tipici di un LBLOCA, sono anche investigati a supporto dello studio. Il codice "best estimate" di sistema utilizzato per questa analisi è il TRAC/RELAP Advanced Computational Engine (TRACE) sviluppato dalla USNRC. Una nodalizzazione TRACE di un generico PWR-900 MWe con 3-loop è stata sviluppata durante questa attività. Un primo transitorio che ha come evento iniziatore una rottura a ghigliottina (200%) su una gamba calda del sistema primario (posizionata in prossimità del bocchello d'uscita del vessel) è stato investigato. I risultati di queste analisi sono qui riportati.

Note
Autori: F. Mascari, F. Rocchi


Copia n.

In carico a:

2			NOME			
			FIRMA			
1			NOME			
			FIRMA			
0	EMISSIONE	23/11/2018	NOME	Fulvio Mascari	P. MELONI	F. ROCCHI
			FIRMA			
REV.	DESCRIZIONE	DATA		REDAZIONE	CONVALIDA	APPROVAZIONE

	Sigla di identificazione ADPFISS-LP1-121	Rev. 0	Distrib. L	Pag. 2	di 40
---	--	------------------	----------------------	------------------	-----------------

	Sigla di identificazione ADPFISS-LP1-121	Rev. 0	Distrib. L	Pag. 3	di 40
---	--	------------------	----------------------	------------------	-----------------

ANALISI DELLE TEMPERATURE NEI FONDI DEI GENERATORI DI VAPORE DI REATTORI FRONTALIERI PWR DA 900 MWE IN CASO DI LBLOCA IN GAMBA CALDA



Sigla di identificazione
ADPFISS-LP1-121

Rev.
0

Distrib.
L

Pag. **di**
4 40

	Sigla di identificazione ADPFISS-LP1-121	Rev. 0	Distrib. L	Pag. 5	di 40
---	--	------------------	----------------------	------------------	-----------------

INDICE

ABSTRACT	7
1 INTRODUZIONE	9
2 DESCRIZIONE DEL TRANSITORIO INCIDENTALE	9
3 APPLICAZIONE DEL CODICE TRACE	9
3.1 Descrizione del codice TRACE	9
3.1.1 <i>Introduzione sui codici di sistema</i>	9
3.2 Codice TRACE	10
3.2.1 <i>Descrizione del modello TRACE</i>	12
3.3 Analisi stazionaria della nodalizzazione	13
3.4 Analisi dello scenario incidentale	15
4 CONCLUSIONI	36
5 NOMENCLATURA	37
6 ABBREVIAZIONI	38
7 REFERENCE	40

	Sigla di identificazione ADPFISS-LP1-121	Rev. 0	Distrib. L	Pag. 6	di 40
---	--	------------------	----------------------	------------------	-----------------

	Sigla di identificazione ADPFISS-LP1-121	Rev. 0	Distrib. L	Pag. 7	di 40
---	--	------------------	----------------------	------------------	-----------------

ABSTRACT

In questo rapporto, avendo come riferimento un generico PWR-900 MWe con 3-loop di tipo occidentale, è presentata una prima analisi termoidraulica finalizzata a studiare l'andamento delle temperature nella camera di ingresso ed uscita dei generatori di vapore durante un postulato LBLOCA in gamba calda; i principali parametri, tipici di un LBLOCA, sono anche investigati a supporto dello studio. Il codice "best estimate" di sistema utilizzato per questa analisi è il TRAC/RELAP Advanced Computational Engine (TRACE) sviluppato dalla USNRC. Una nodalizzazione TRACE di un generico PWR-900 MWe con 3-loop è stata sviluppata durante questa attività. Un primo transitorio che ha come evento iniziatore una rottura a ghigliottina (200%) su una gamba calda del sistema primario (posizionata in prossimità del bocchello d'uscita del vessel) è stato investigato in relazione ai primi 500 s. I risultati di queste analisi sono qui riportati.



Sigla di identificazione
ADPFISS-LP1-121

Rev.
0

Distrib.
L

Pag. **di**
8 40

1 INTRODUZIONE

Lo studio qui presentato nasce come prosecuzione dell'attività sviluppata nella precedente annualità legata all'analisi del problema nell'acciaio dei Generatori di Vapore (GV) riscontrato in alcuni impianti frontalieri. Nel relativo rapporto ADPFISS-LP1-101 [1] è stato descritto il problema recentemente riscontrato negli acciai utilizzati per i fondi dei GV di dodici impianti Francesi, sei dei quali a meno di 200 km di distanza dal confine nazionale, consistente in un tenore di carbonio superiore a quello consentito dalle normative di sicurezza. Il tenore misurato è tale infatti da far innalzare la temperatura di transizione duttile/fragile per questi componenti. In [1] sono anche descritte una serie di valutazioni numeriche, sviluppate dall'IRSN, con codici di termoidraulica di sistema. Le analisi hanno cercato di mettere in luce in quali condizioni operative o incidentali un eventuale shock termico freddo (il più pericoloso) o caldo possa innescare danni ai GV.

In generale uno shock termico freddo in un impianto nucleare, di nostro interesse in questa analisi, può avvenire ad esempio nel caso in cui acqua particolarmente fredda, come quella del sistema di iniezione di sicurezza, venga in contatto con le pareti calde del sistema primario causando un crollo della temperatura. Pertanto, in continuità con le attività precedenti, lo scopo dell'attività di questa annualità è di predire, utilizzando il codice termoidraulico di sistema di tipo "Best Estimate" TRACE sviluppato dalla USNRC, l'andamento delle temperature del fluido della camera di ingresso (vano caldo) e della camera di uscita (vano freddo), e delle relative strutture metalliche, dei GV di un generico reattore PWR da 900 MWe durante un tipico transitorio incidentale di tipo DBA. A questo fine la nodalizzazione TRACE di un generico impianto PWR-900 è in fase di sviluppo e qualifica [2] e un transitorio, che ha come evento iniziatore una rottura a ghigliottina (200%) su una gamba calda del sistema primario (posizionata in prossimità del bocchello di uscita del vessel) è stato analizzato.

2 DESCRIZIONE DEL TRANSITORIO INCIDENTALE

Il transitorio incidentale individuato dall'IRSN che determina lo shock freddo nel GV di un PWR è descritto in [1]. In breve, partendo dal reattore in condizioni di funzionamento normali, in seguito ad una rottura nella gamba calda, viene attivato il sistema di iniezione e reintegro di acqua fredda (10 °C) di emergenza, con ingresso sulla gamba fredda del GV, tra la pompa ed il vessel. Una parte del fluido iniettato si dirige verso la camera di uscita del GV. Quando questo fluido attraversa il loop seal ed entra nella camera di uscita del GV il fondo è dunque sottoposto a choc freddo, avendo una sua parte subito un brusco calo di temperatura da circa 250 °C a circa 30 °C. Per maggiori dettagli si rimanda alla [1].

Lo scopo dello studio riportato in questo report è di sviluppare una nodalizzazione TRACE di un generico reattore PWR da 900 MWe e svolgere una prima analisi, di tipo deterministica, al fine di caratterizzare l'andamento delle temperature nella camera di ingresso e uscita, e delle relative strutture metalliche, dei GV durante un postulato LBLOCA in gamba calda; i principali parametri, tipici di un LBLOCA, sono anche investigati a supporto dello studio. Si sottolinea che, visto che non sono note in dettaglio agli autori quali siano le condizioni operative iniziali del reattore, le condizioni al contorno, la completa caratterizzazione della rottura in termini di posizione e orientazione, il tempo di calcolo dello scenario incidentale analizzato dall'IRSN, questo studio non è finalizzato a riprodurre la stessa sequenza incidentale ma solamente a caratterizzare un possibile scenario di tipo DBA e, in relazione al tale scenario, caratterizzare termoidraulicamente l'andamento delle temperature nella camera di ingresso e uscita dei GV.

3 APPLICAZIONE DEL CODICE TRACE

3.1 Descrizione del codice TRACE

3.1.1 Introduzione sui codici di sistema

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

	Sigla di identificazione ADPFISS-LP1-121	Rev. 0	Distrib. L	Pag. 10	di 40
---	--	------------------	----------------------	-------------------	-----------------

risolte le equazioni di conservazione della quantità di moto considerando le resistenze idrauliche 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 [3-6].

3.2 Codice TRACE

Negli ultimi anni la USNRC 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) [5,7] 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 transitorie. Il TRACE è un codice a volumi finiti, a due fluidi con capacità di simulazione tridimensionali. Si sottolinea la presenza di un componente chiamato vessel, che permette, in particolare, un’analisi tridimensionale del core del reattore.

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 riportate di 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

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

- equazione di conservazione della quantità di moto del gas

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

- equazione di conservazione dell'energia della miscela

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

- equazione di conservazione dell'energia del vapore

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

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).

Il codice TRACE può essere usato insieme al codice PARCS al fine di produrre analisi accoppiate di termoidraulica e cinetica neutronica tridimensionale. Il codice TRACE può essere usato tramite il Symbolic Nuclear Analysis Package (SNAP) [8], che è una interfaccia grafica tale da assistere l'utilizzatore del codice nello sviluppo e nella visualizzazione dell'input deck e nella visualizzazione di dati scelti, 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/ambiente TRACE/SNAP è mostrata nella Figura 3.1.

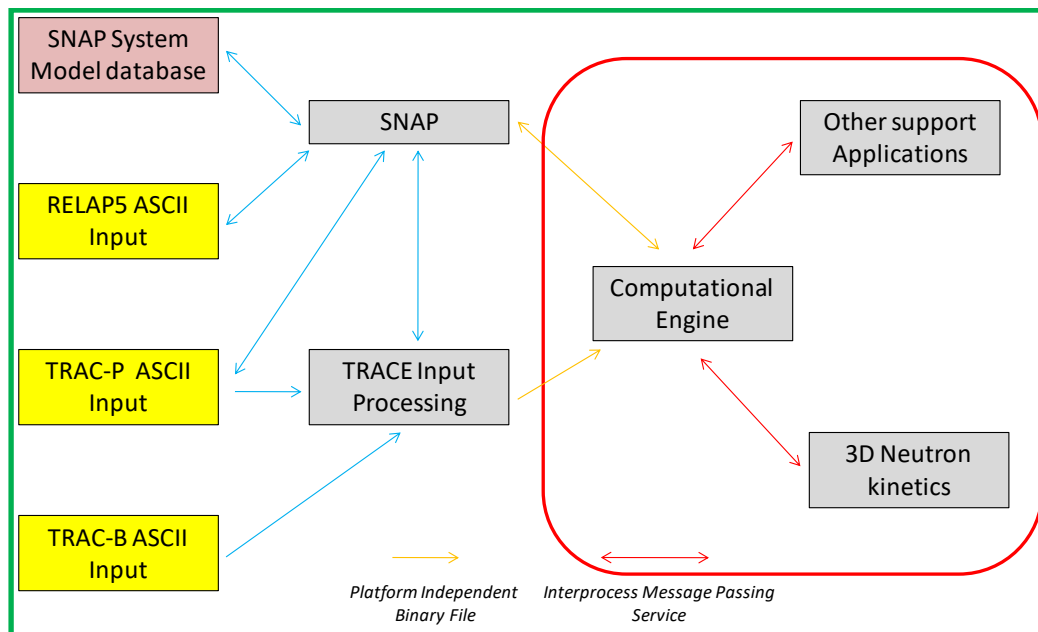


Figura 3.1: Architettura/ambiente TRACE/SNAP [5]

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’input deck, per i codici ad oggi supportati (CONTAIN, COBRA, FRAPCON & FRAPTRAN, MELCOR, PARCS, RELAP5, SCALE, RADTRAD, TRACE), e per la visualizzazione di selezionati dati prodotti dalle simulazioni. Le Figure 3.2 e 3.3 mostrano un esempio di visualizzazione di input deck. La Figura 3.4 mostra un esempio della divisione in celle assiali, radiali e azimutali del componente 3D vessel, disponibile in TRACE. La figura 3.6 mostra un “animation model” che visualizza le condizioni del fluido in un dato istante lungo in tutto l’impianto. Il “Configuration Tool” viene utilizzato per configurare le proprietà delle varie “client application” e rendere operativo o interrompere il “Calculation Server”. Il “Job Status”, è utilizzato per visualizzare lo stato delle simulazioni in esecuzione.

3.2.1 Descrizione del modello TRACE

Il modello di un generico PWR-900 tre loop, di tipo occidentale, è stato sviluppato con il codice TRACE v5 p4 utilizzando l’interfaccia grafica SNAP. Al fine di minimizzare il tempo di calcolo ma avere una risposta plausibile, la nodalizzazione usata segue l’approccio dell’input-deck dell’esempio W4loops distribuito con SNAP. In Figura 3.2 è mostrata la nodalizzazione del lato primario del reattore mentre in Figura 3.3 la nodalizzazione del lato secondario. I tre loop dell’impianto sono schematizzati separatamente ed il pressurizzatore è collegato ad uno dei due loop intatti (Loop B). La rottura è simulata con due valvole collegate al contenimento diviso in due regioni idrauliche. Alla gamba fredda di ogni loop è collegato un accumulatore ed un componente fill che simula i sistemi di iniezione ad alta pressione e a bassa pressione con una portata di iniezione in funzione della pressione del sistema primario.

Il vessel è stato simulato utilizzando il componente 3D vessel disponibile in TRACE che permette di realizzare una nodalizzazione tridimensionale. Sono stati utilizzati 7 livelli assiali (2 per il plenum inferiore, 3 per il core e 2 per il plenum superiore), 2 divisioni radiali (di cui quella più esterna simula il downcomer) e 3 divisioni circonferenziali (una per ogni loop dell’impianto). In Figura 3.4 è riportata la nodalizzazione del vessel con evidenziati i livelli che simulano il core.

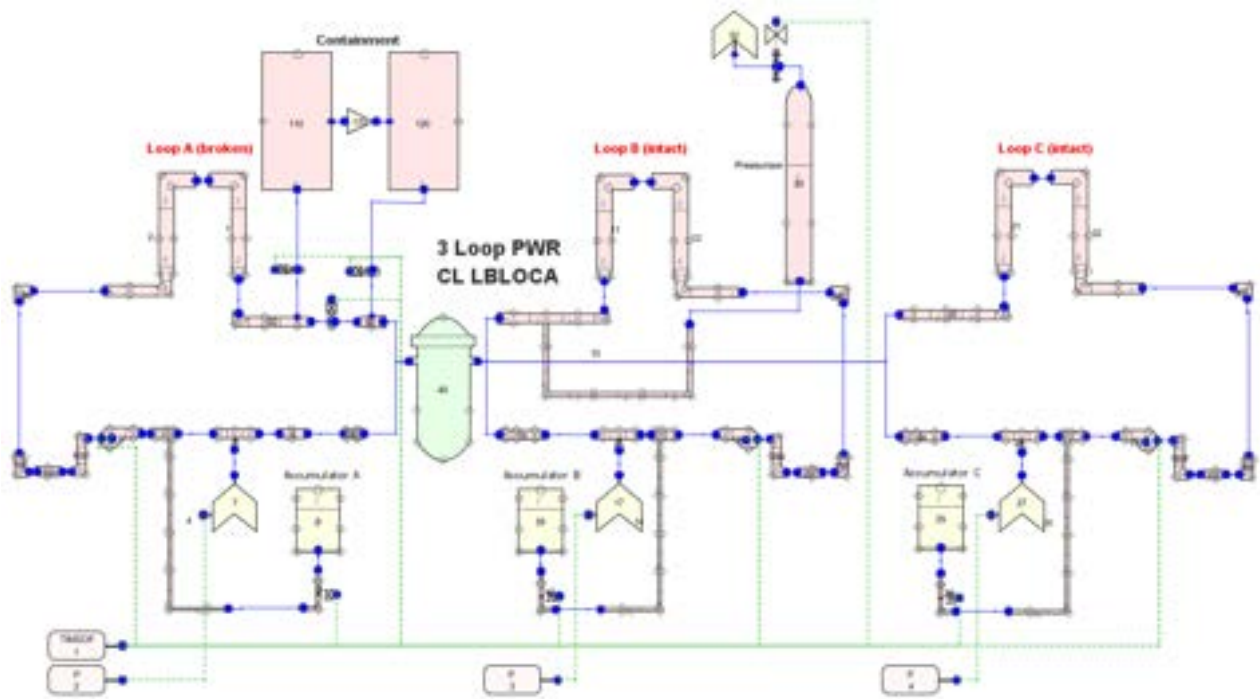


Figura 3.2: Nodalizzazione TRACE del circuito primario di un generico PWR-900.

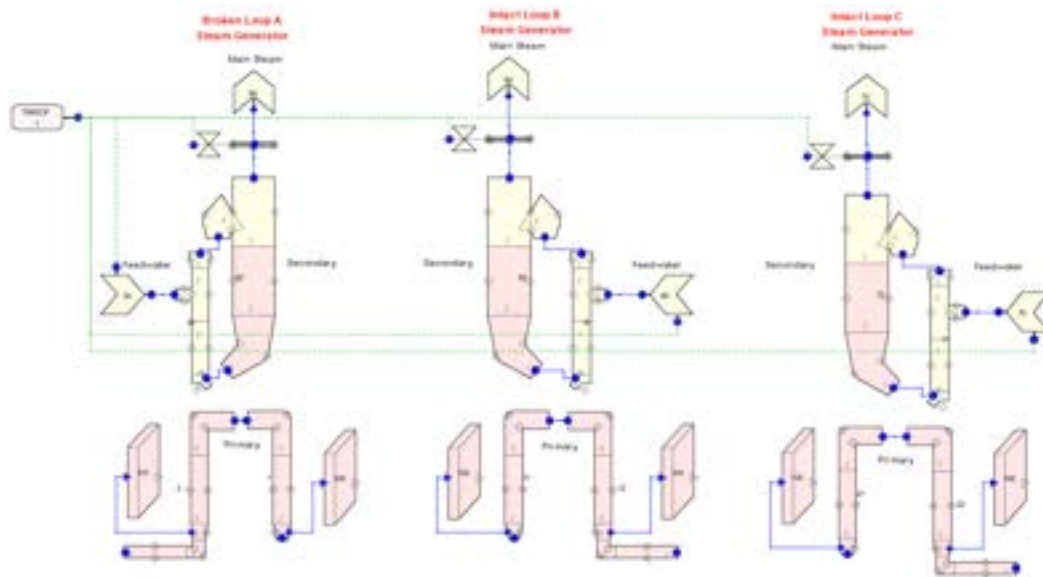


Figura 3.3: Nodalizzazione TRACE del circuito secondario di un generico PWR-900.

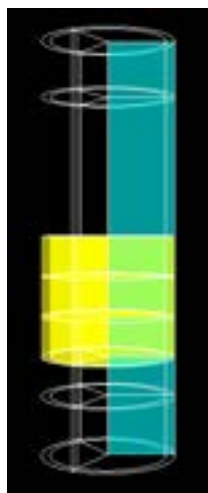


Figura 3.4: Nodalizzazione TRACE del vessel di un generico PWR-900 utilizzando il componente 3D vessel.

3.3 Analisi stazionaria della nodalizzazione

Per valutare la capacità dell'input deck di riprodurre i parametri operativi del reattore di riferimento, assunto come punto iniziale del transitorio (SOT- Start Of the Transient), è stata sviluppata un'analisi stazionaria di circa 1000 s. I principali parametri di funzionamento, riportati in Tabella 3.1 e confrontati con dati disponibili assunti come riferimento [9], mostrano una discrepanza non superiore al 3%. La potenza termica è circa 2800 MW e la pressione nel primario circa 155 bar. La portata totale nel core è pari a 13947 kg/s con un salto di temperatura tra ingresso ed uscita del nocciolo di 35.7 K.

È stato anche valutato il profilo di pressione lungo il circuito primario, riportato in forma normalizzata rispetto alla pressione all'uscita della pompa primaria in Figura 3.5. Anche in questo caso si ha un ragionevole accordo, qualitativo e quantitativo, con i risultati disponibili in letteratura [10]. La Figura 3.6 mostra le condizioni termoidrauliche del circuito primario nelle condizioni operative dell'impianto.

Tabella 3.1: Parametri operativi del reattore, in condizioni stazionarie, assunte come riferimento [9].

	TRACE	REF
Lato primario		
Pressione circuito primario [bar]	155	155
Portata Loop A	4630	4736
Portata totale nel core [kg/s]	13947	13928
Temperatura ingresso core [K]	558.4	560
Temperatura uscita core [K]	594.1	594.5
Lato secondario		
Pressione secondario [bar]	58	58
Portata acqua alimento GV [kg/s]	512	512

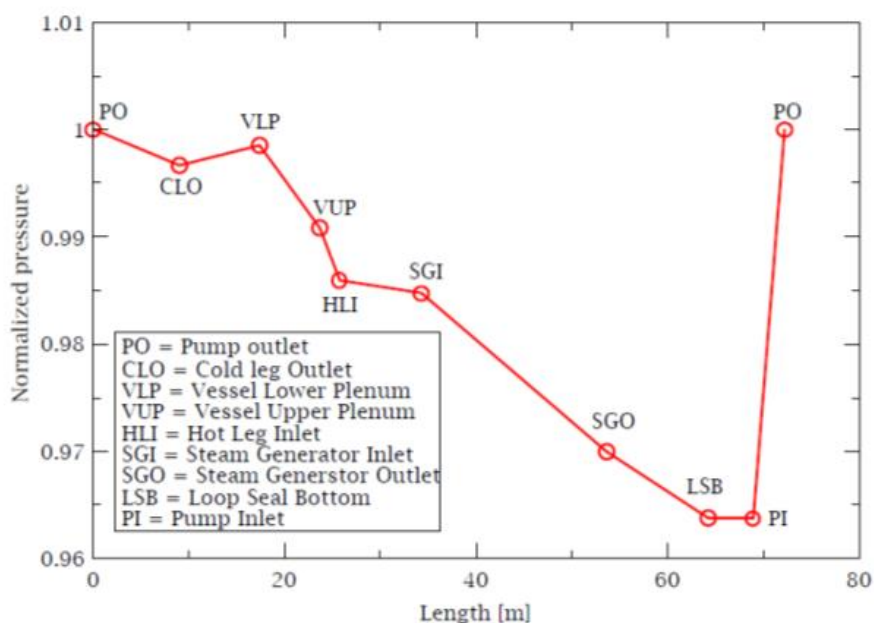


Figura 3.5: Profilo di pressione normalizzato lungo il circuito primario, realizzato tramite SNAP [11].

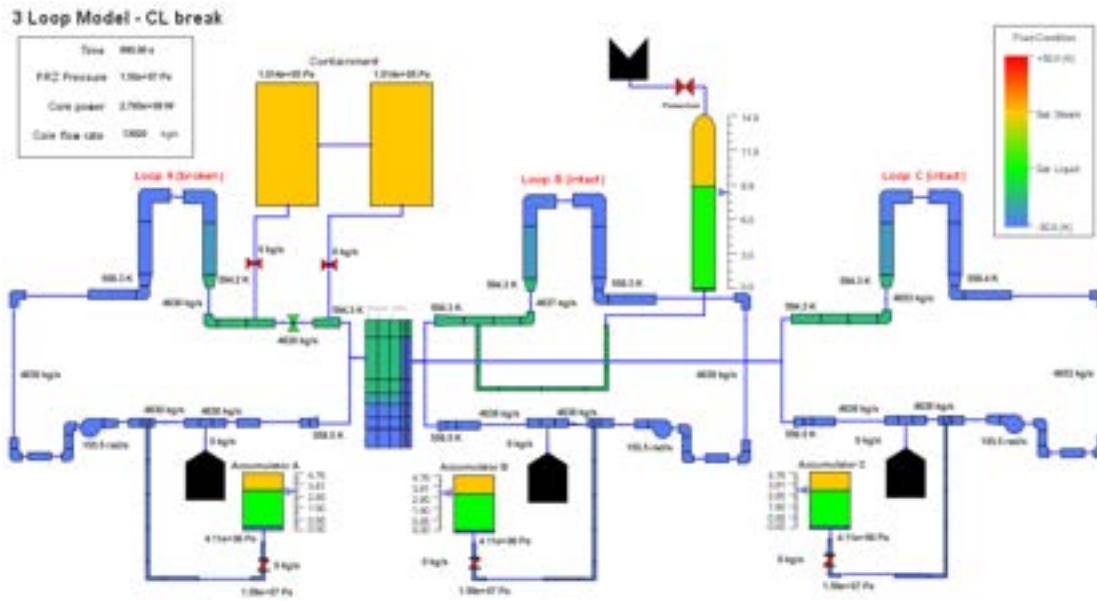


Figura 3.6: Visualizzazione, realizzata mediante SNAP, delle condizioni termoidrauliche del circuito primario nelle condizioni operative dell'impianto.

3.4 Analisi dello scenario incidentale

Lo scenario incidentale considerato ha come evento iniziatore una rottura a ghigliottina (200%) su una delle gambe calde del sistema primario; in particolare si ipotizza che la rottura si desti nel loop A dove non vi è il PRZ. Il sistema ECCS è disponibile (accumulatori e iniezione d'acqua di sicurezza) e entrano in funzione come da progetto. L'iniezione dei sistemi di emergenza, accumulatori esclusi, è modellata da un componente FILL e da una tabella dove la portata di iniezione è funzione della pressione del sistema primario. Si sottolinea che al fine di caratterizzare la capacità della nodalizzazione di predire i fenomeni tipici di un LBLOCA, una prima analisi di una rottura a ghigliottina (200%) su una delle gambe fredde del sistema primario è stata sviluppata e discussa in [11]. Tale analisi ha mostrato che la nodalizzazione è capace di predire i fenomeni tipici attesi per questi transitori [12]; una prima analisi di incertezza ha mostrato anche la dispersione dei risultati considerando un numero limitato di parametri selezionati come figura di merito.

Dal momento dell'apertura della rottura ($t=0$ s: SOT) sono stati simulati 500 s di transitorio. Visto che lo scopo di questa analisi è caratterizzare l'andamento delle temperature del fluido che fluisce lungo la camera di ingresso e di uscita del GV e la temperatura della struttura termica che simula la parete della camera di ingresso e uscita, l'analisi di questi parametri è qui presentata insieme all'analisi delle figure di merito tipiche di questi transitori (pressione primaria, livello collassato nel core, temperatura di guaina, etc.).

La prima fase del transitorio è caratterizzata da una depressurizzazione sottoraffreddata che determina la fuoriuscita del fluido primario verso il contenimento con una conseguente rapida caduta di pressione del circuito primario. Visto che in questo caso stiamo simulando un LOCA nella gamba calda, il fluido refrigerante viene accelerato attraverso il core del reattore. La Figura 3.7 mostra l'andamento della portata totale, predetta dal codice TRACE, in uscita dalla rottura. La Figura 3.8 mostra l'andamento della pressione nel PRZ predetta dal codice TRACE. La depressurizzazione particolarmente rapida è caratteristica di un transitorio di LBLOCA coerente con le trattazioni presenti in letteratura [12]. La Figura 3.9 mostra l'andamento della portata che attraversa il nocciolo e della portata all'ingresso del core nei tre loop predetta dal codice TRACE.

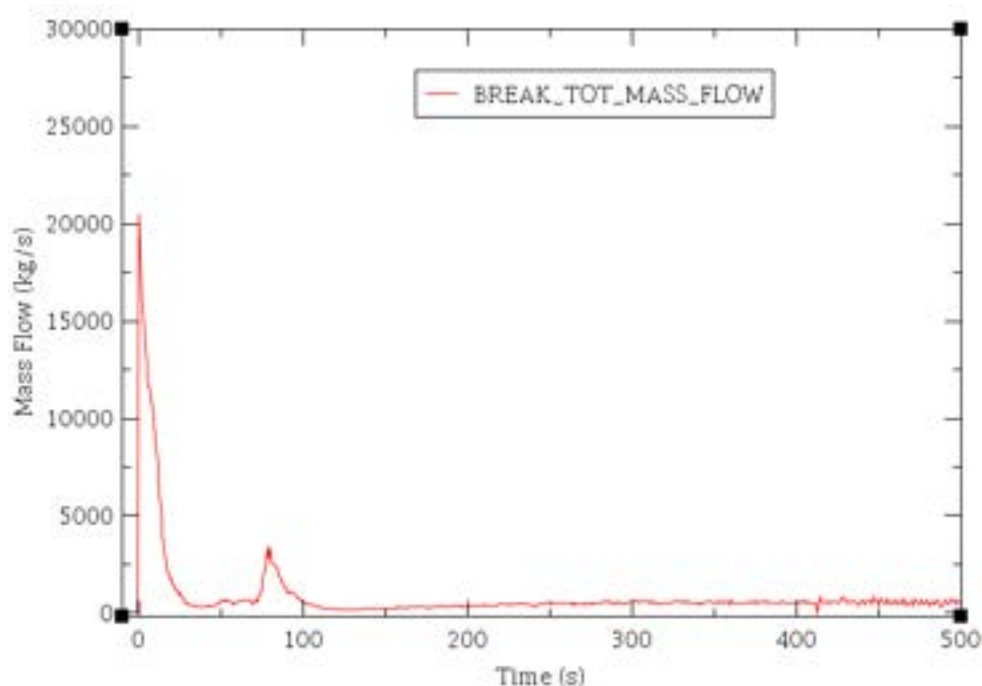


Figura 3.7: Andamento della portata complessiva in uscita dalla rottura a ghigliottina e predetta dal codice TRACE.

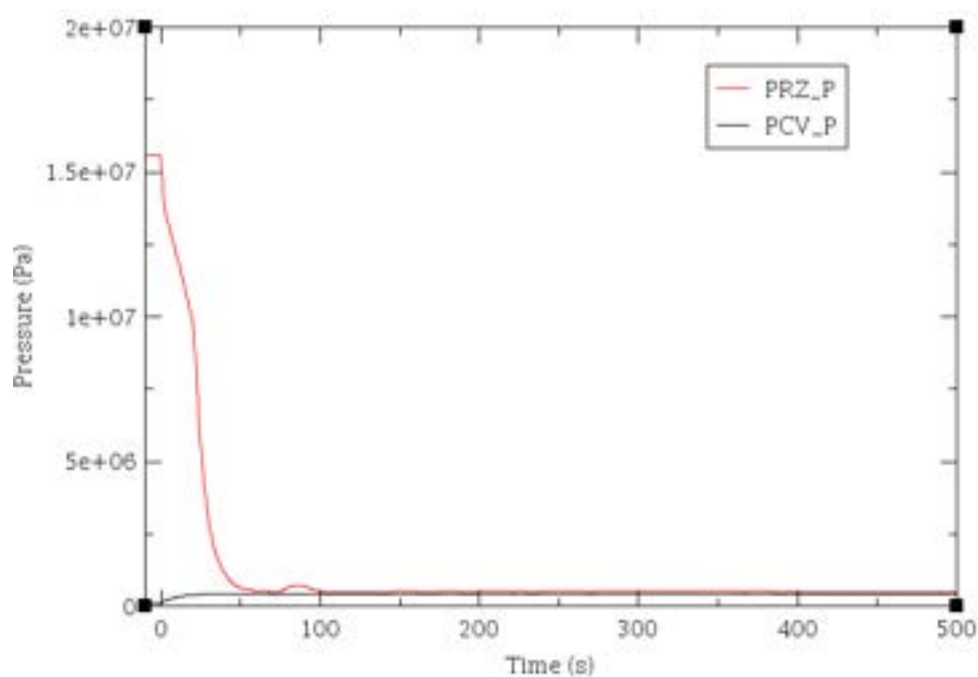


Figura 3.8: Andamento della pressione primaria e del contenimento predetta dal codice TRACE.

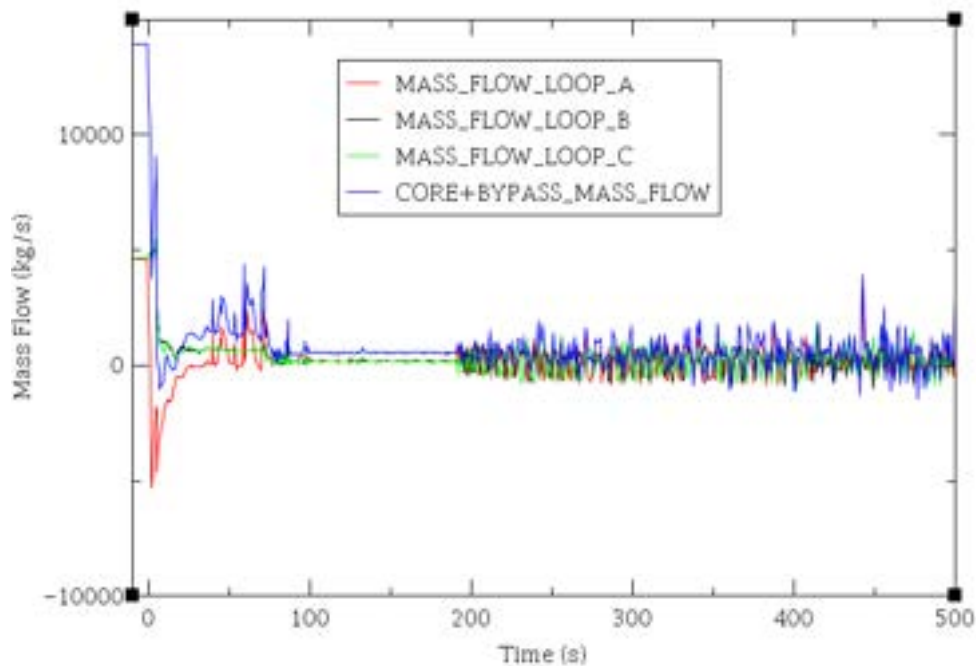


Figura 3.9: Andamento della portata che attraversa il nocciolo e della portata all'ingresso del core nei tre loop predetta dal codice TRACE.

Inizialmente la pressione primaria si riduce molto rapidamente fino al valore di pressione di saturazione; il sistema passa pertanto da uno svuotamento sottoraffreddato a uno svuotamento bifase. Dopo che la pressione del refrigerante ha raggiunto la pressione di saturazione locale, ha inizio la propagazione di un fronte di flashing lungo tutto il circuito primario. Il fenomeno può essere visualizzato nelle Figure 3.10 - 3.16, realizzate con SNAP, e che rappresentano le condizioni termoidrauliche del fluido del circuito primario in questa prima fase del transitorio.

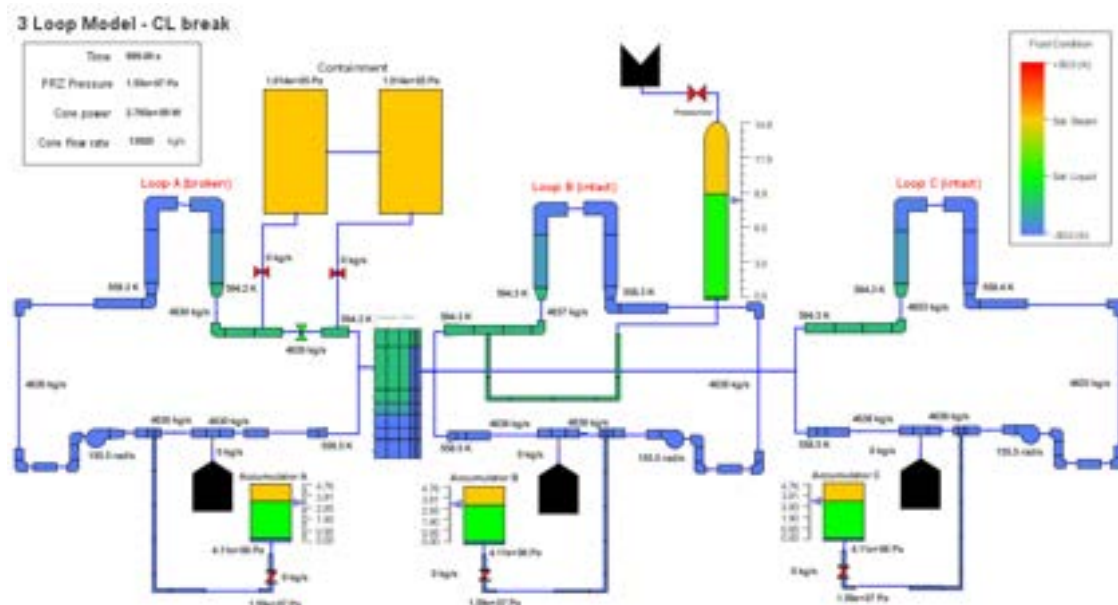


Figura 3.10: Condizione termoidraulica dell'impianto al SOT ($t=0$ s).

3 Loop Model - CL break

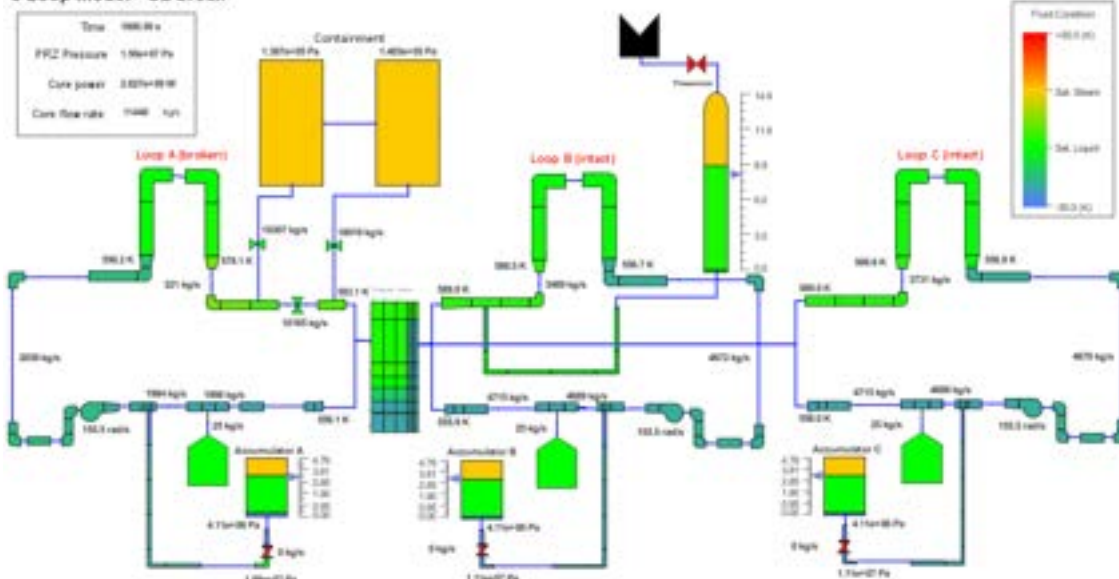


Figura 3.11: Condizione termoidraulica dell'impianto al SOT (t=0.5 s).

3 Loop Model - CL break

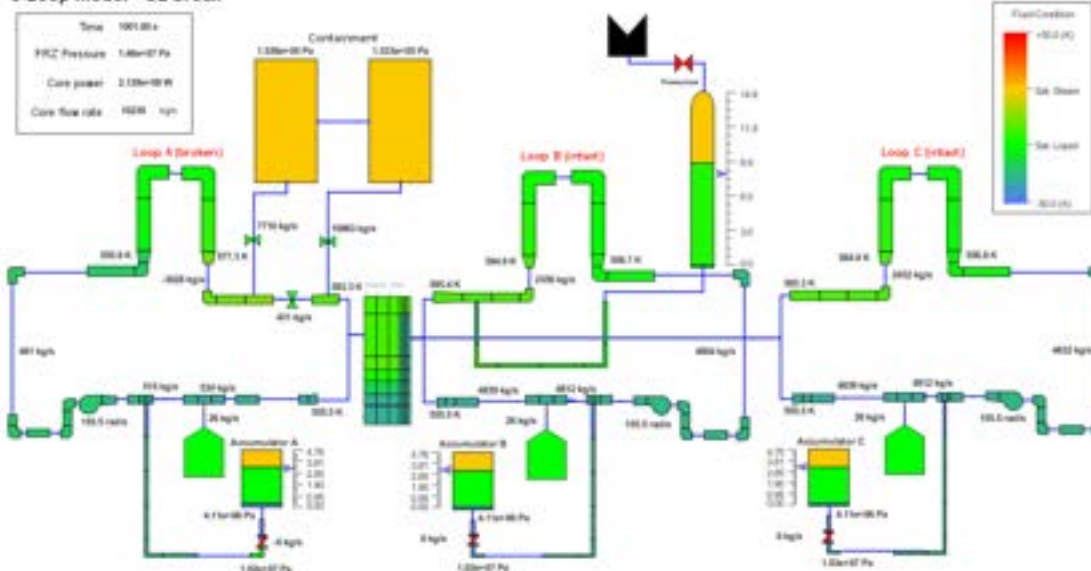


Figura 3.12: Condizione termoidraulica dell'impianto al SOT (t=1 s).

3 Loop Model - CL break

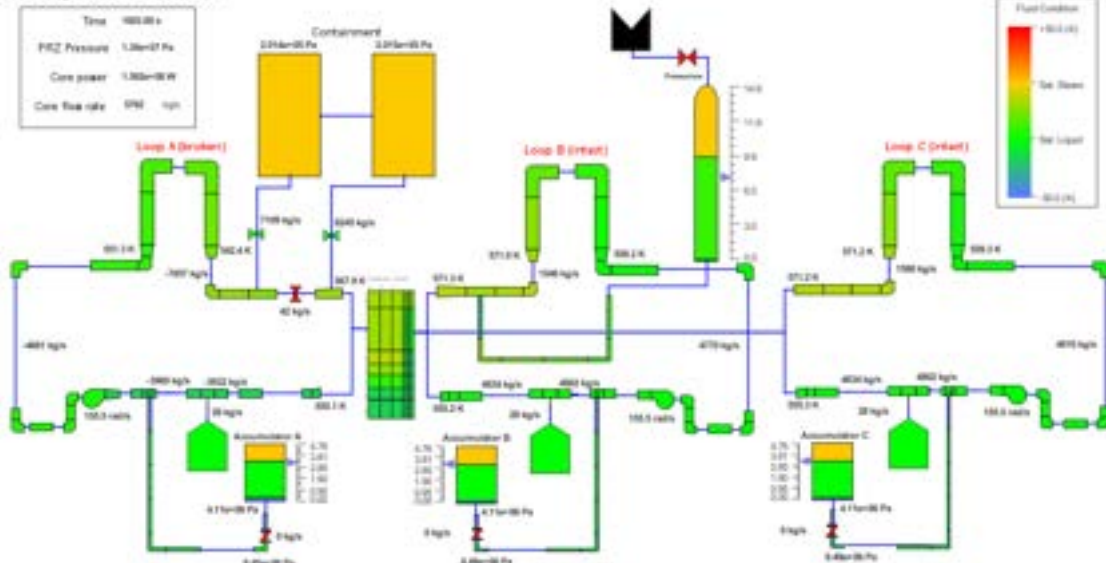


Figura 3.13: Condizione termoidraulica dell'impianto al SOT ($t=3$ s).

3 Loop Model - CL break

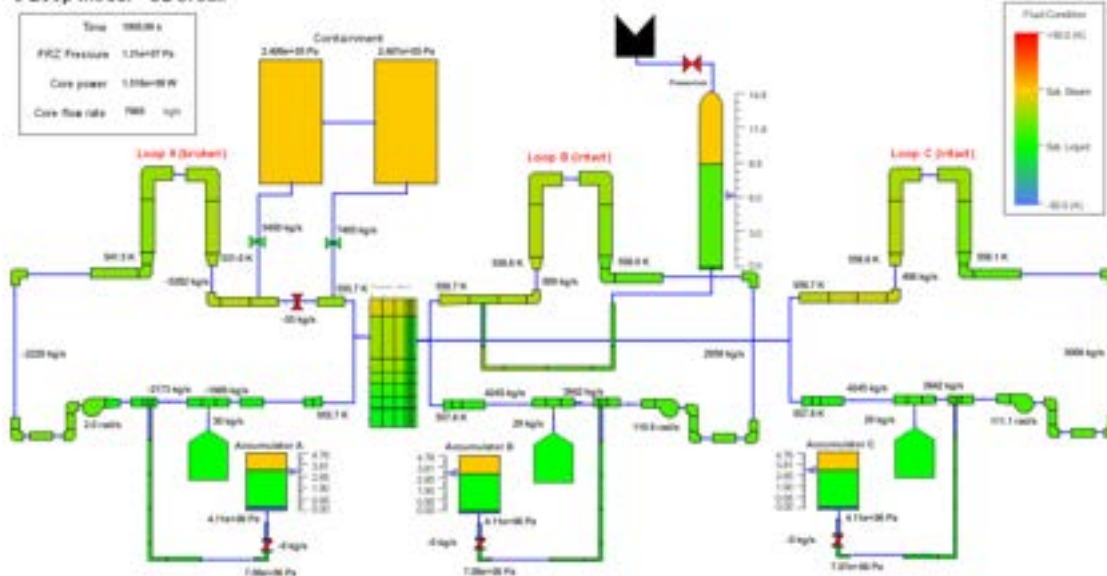


Figura 3.14: Condizione termoidraulica dell'impianto al SOT ($t=5$ s).

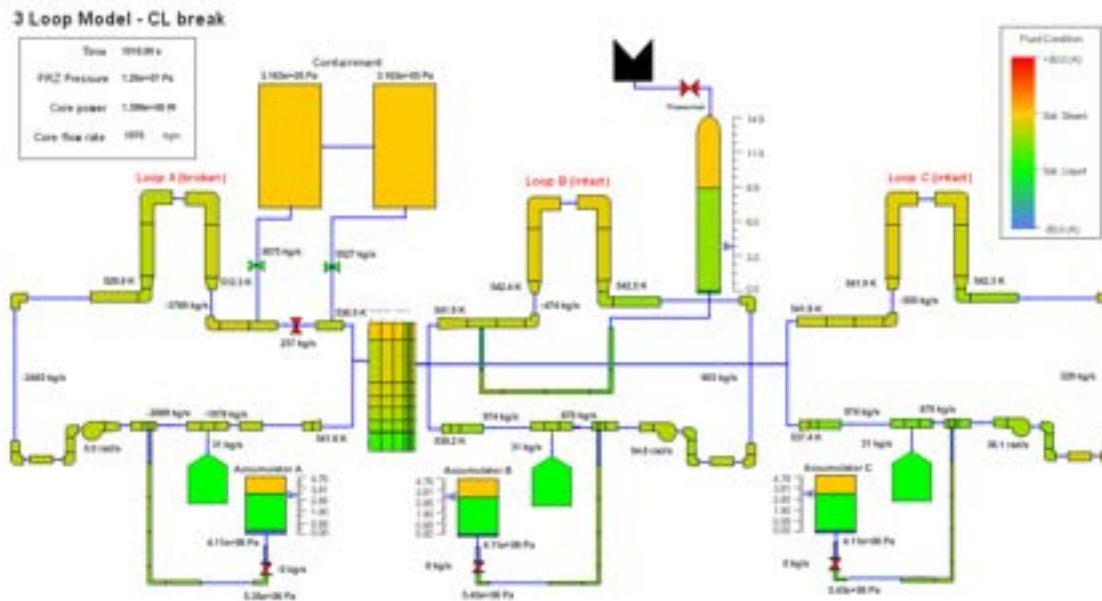


Figura 3.15: Condizione termoidraulica dell'impianto al SOT (t=10 s).

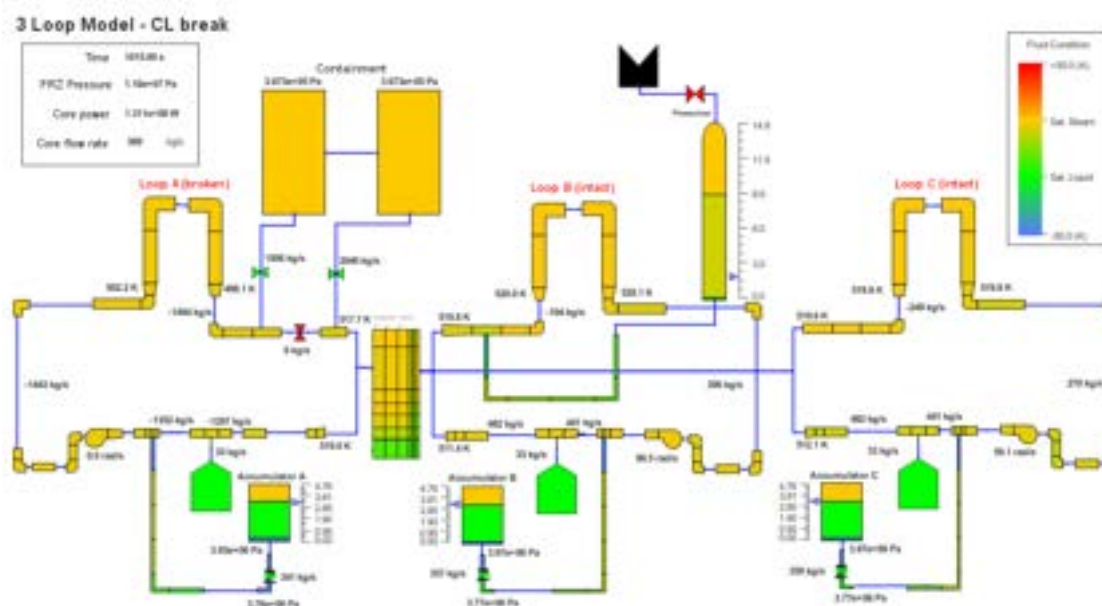


Figura 3.16: Condizione termoidraulica dell'impianto al SOT (t=15 s).

Durante questa fase ha inizio la fase di svuotamento bifase; si ha pertanto una riduzione del rateo di depressurizzazione del sistema, Figura 3.8. Durante questa fase del transitorio, vista la posizione del break, il core è sempre attraversato da una portata di fluido e non si presenta un'inversione netta della portata complessiva nel core. Ciò determina che l'asportazione di potenza è preservata. L'andamento della temperatura di guaina è mostrata nella Figura 3.17. Un'inversione della portata nella CL si destina solo nel loop A dove si destina la rottura, Figura 3.9.

La diminuzione del livello collassato di refrigerante all'interno del core, Figura 3.18, in questa prima fase del transitorio, determina uno scoprimento della regione attiva del core (TAF si scopre a circa 7.4

s); ciò determina una degradazione delle condizioni di raffreddamento delle barre di combustibile con conseguente progressiva riduzione dell'energia asportata e successivo riscaldamento del nocciolo. Il livello collassato continua a diminuire fino a che anche il BAF si scopre (BAF si scopre a circa 13 s). Il generale degrado da parte del fluido della potenza generata nel core determina un incremento della temperatura massima della guaina come mostrato in Figura 3.17. Tale incremento della temperatura di guaina è comunque limitato grazie all'intervento degli ECCS che determinano il "refill" e successivamente "reflood" del core. Il massimo della temperatura di guaina è raggiunto a circa 28.5 s.

Quando la pressione del circuito primario è inferiore alla pressione iniziale degli accumulatori, le valvole di controllo a valle degli stessi si aprono e il fluido viene iniettato nelle gambe fredde del sistema primario; questo accade in modo sensibile a circa 14 s dopo il SOT.

La fase di refill inizia intorno a 20.5 s quando il fluido iniettato dagli ECCS raggiunge il plenum inferiore del vessel e da lì il livello inizia a risalire. Durante questa fase il core è praticamente scoperto e l'energia non viene rimossa dalle barre di combustibile, ad eccezione di una piccola quantità rimossa grazie alla radiazione termica e alla convezione naturale del vapore presente nel nocciolo. Per questo motivo durante il periodo di refill la temperatura della guaina aumenta, Figura 3.17. Il TAF viene ricoperto intorno a 45 s. Figura 3.19 mostra la portata iniettata dai sistemi attivi mentre la Figura 3.20 mostra la portata iniettata dagli accumulatori.

Dopo la prima fase di depressurizzazione rapida (svuotamento sottoraffreddato) e la seconda fase, caratterizzata da uno svuotamento bifase, la pressione primaria continua a decrescere fino a quando la pressione del circuito primario e quella del contenimento tenderanno a equalizzarsi a circa 4.5 bar.

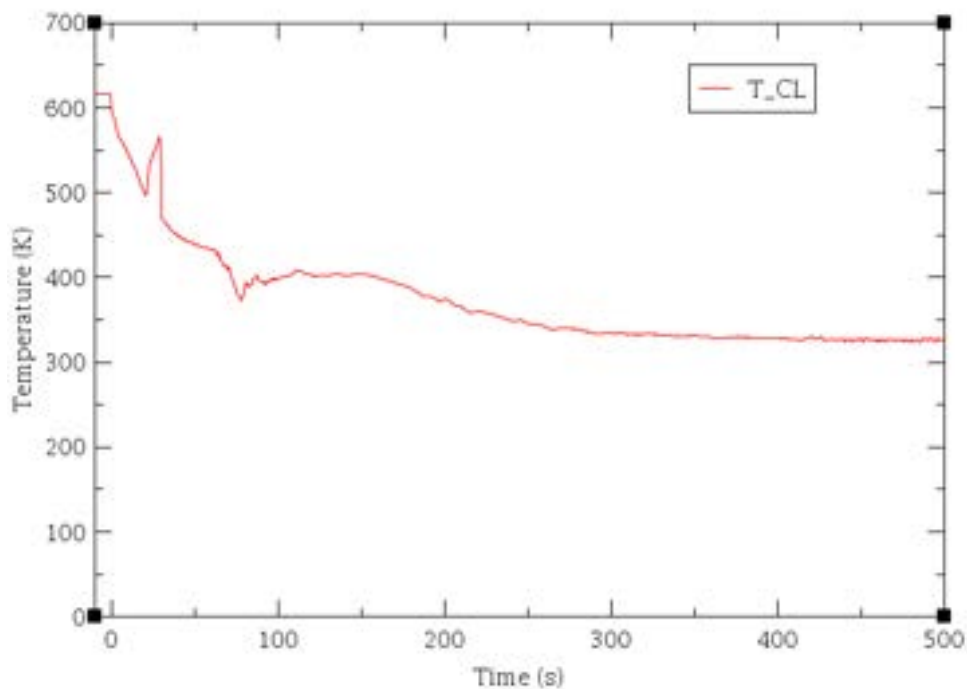


Figura 3.17: Temperatura massima di guaina predetta dal codice TRACE.

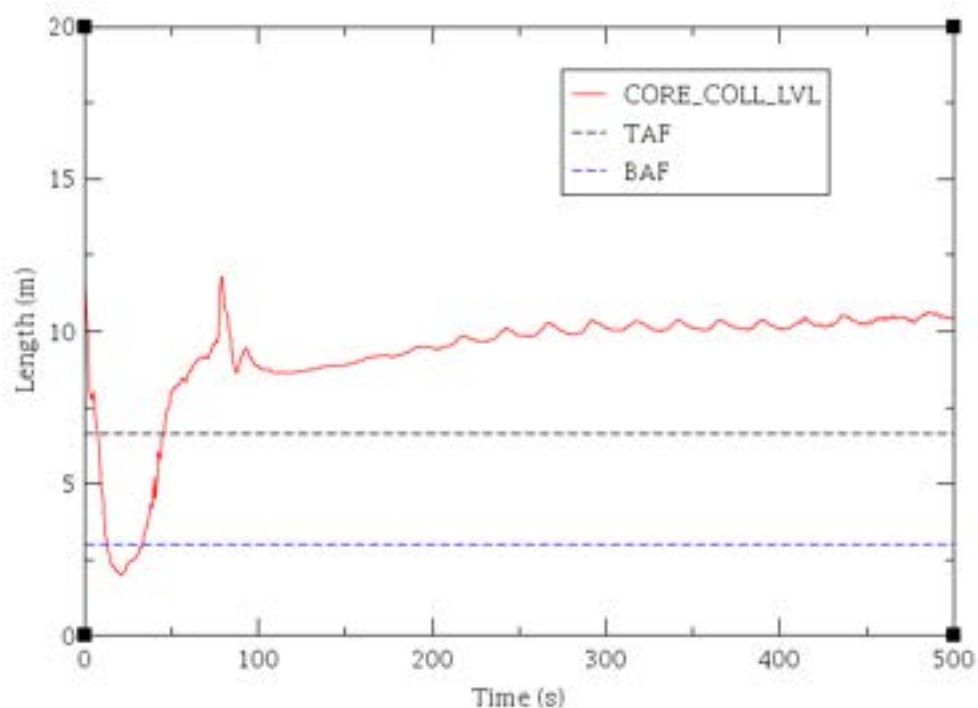


Figura 3.18: Livello collassato nel core predetto dal codice TRACE.

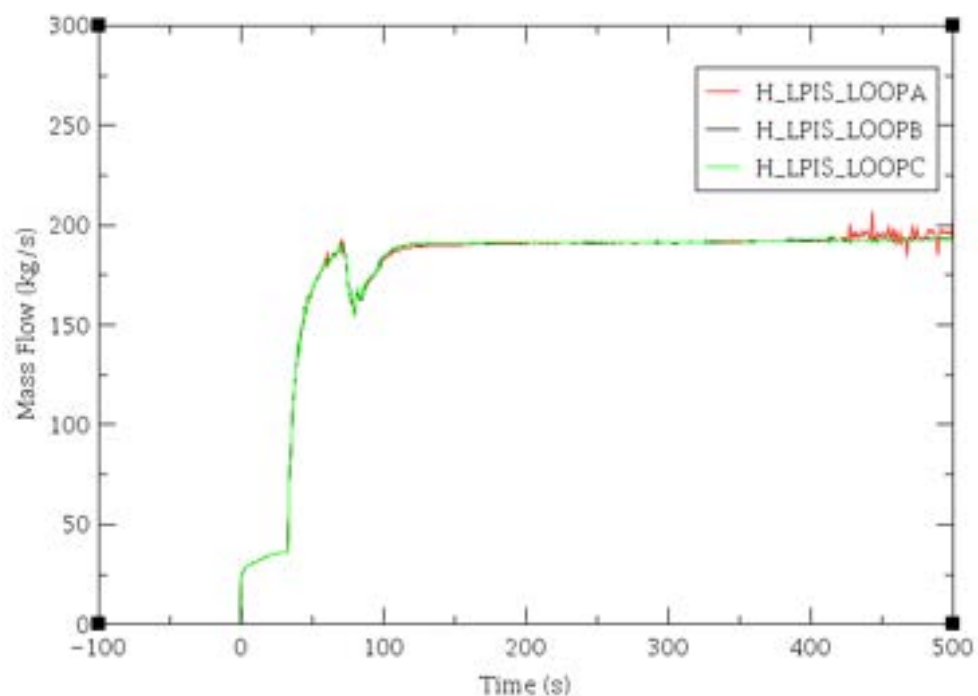


Figura 3.19: Portata iniettata dai sistemi attivi.

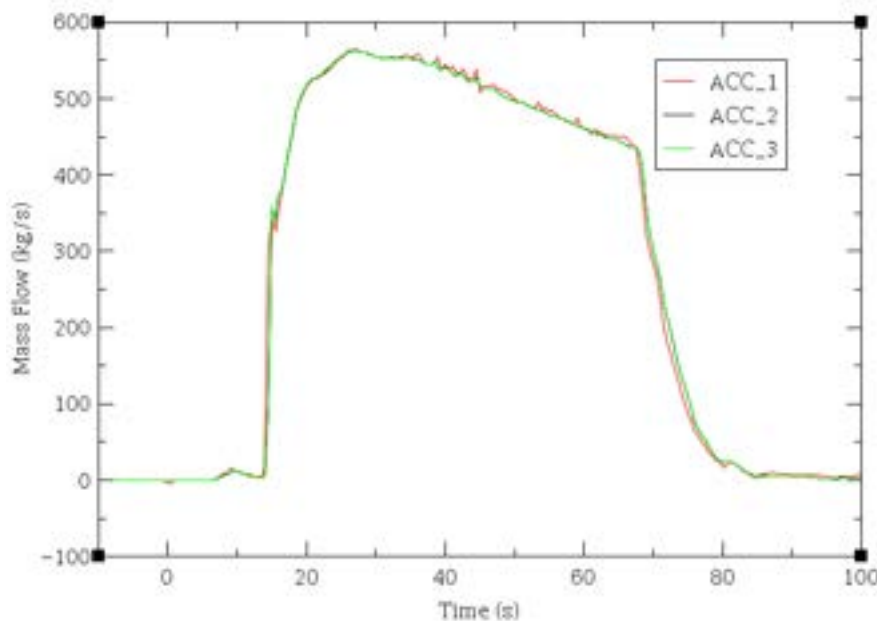


Figura 3.20: Portata iniettata dagli Accumulatori

In Figura 3.21 sono riportate diverse immagini, realizzate con SNAP, che mostrano la distribuzione del grado di vuoto lungo il Loop A (dove si ipotizza la rottura) in diversi istanti. Avendo come interesse il ramo del circuito tra il punto di iniezione degli ECCS e la camera di uscita del GV (gamba fredda - loop seal - camera di uscita del GV), si nota che dall'inizio del transitorio da una condizione di liquido sottoraffreddato, caratterizzata da grado di vuoto 0, si ha aumento del grado di vuoto e una successiva diminuzione a causa dell'iniezione degli ECCS. Dalle Figure 3.22 - 3.27, si può notare che nella fase iniziale mentre nelle camere di uscita del GV, dove si desta la rottura, si ha un basso grado di vuoto lungo il tratto tra la pompa e la camera di uscita del GV, nelle camere di uscita del GV B e C il fluido è sempre sotto forma di vapore. Ciò è dovuto al fatto che, nel loop A, del liquido proviene dalla gamba fredda dove stanno iniettando gli ECCS. Questo liquido, più freddo, in modo intermittente, riempie la camera di uscita del GV A. Questo, nei primi 500 s, determina un limitato ma maggiore raffreddamento del fluido nella camera di ingresso del GV A rispetto a quello presente negli altri due GV. Si sottolinea, come mostrato nella Figura 3.28, che l'allagamento della camera di uscita del GV A, considerando i primi 500 s, è un fenomeno intermittente ed è limitato in modo sensibili ai soli primi 100s.

Nelle Figure 3.29 - 3.37 sono riportate le temperature del fluido e della struttura termica (parete interna ed esterna) termicamente accoppiata con le due camere del GV A. Si può osservare che in seguito alla rottura, a causa delle iniezioni di emergenza di acqua fredda la temperatura di fluido nella camera di uscita del GV A rimane intorno a circa 400 K. La Figura 3.37 mostra come nei primi 500 s del transitorio la temperatura interna della struttura termica associata alla camera di uscita del GV A abbia una caduta di circa 110 gradi mentre quella dei loop B e C una caduta di circa 40 gradi.

L'analisi termoidraulica mostra che i principali fenomeni attesi tipici del transitorio sono stati riprodotti dalla nodalizzazione; i parametri caratteristici di questo tipo di transitorio e la sequenza cronologica sono state analizzate e riportate in questo report. La sequenza cronologica degli eventi principali che caratterizzano il transitorio è riportata nella Tabella 3.2. L'analisi della temperatura nella camera di ingresso e di uscita del GV sono state investigate. In particolare si nota come l'iniezione degli ECCS determina che, nel loop dove si ipotizza la rottura, una quantità di liquido scorra verso la camera di uscita del GV attraverso il loop seal. Ciò determina, nei primi 500 s del transitorio investigati, una maggiore caduta di temperatura del fluido nella camera di uscita del GV e della temperatura della associata struttura termica rispetto agli altri loop. La caduta di temperatura della struttura termica è di circa 110 K nel GV A (dove si ipotizza la rottura), mentre negli altri due loop è intorno a 40 K. Si sottolinea pertanto che considerando le condizioni iniziali del reattore, le ipotesi del calcolo in termini di dimensioni, posizione e orientazione della rottura, le ipotesi alla base dello

	Sigla di identificazione ADPFISS-LP1-121	Rev. 0	Distrib. L	Pag. 24	di 40
---	--	------------------	----------------------	-------------------	-----------------

sviluppo della nodalizzazione ed il periodo temporale simulato, da un punto di vista quantitativo, la caduta di temperatura è sensibilmente inferiore rispetto a precedenti studi riportati in letteratura (il fondo del GV è sottoposto a shock freddo, avendo una sua parte subito un brusco calo di temperatura da circa 250 °C a circa 30 °C; pertanto una caduta di circa 220 gradi). Vista la marcata differenza quantitativa rispetto alle analisi precedenti, si conclude anche che lo scenario incidentale e le connesse ipotesi sono sensibilmente diverse rispetto a quelle dell'IRSN.



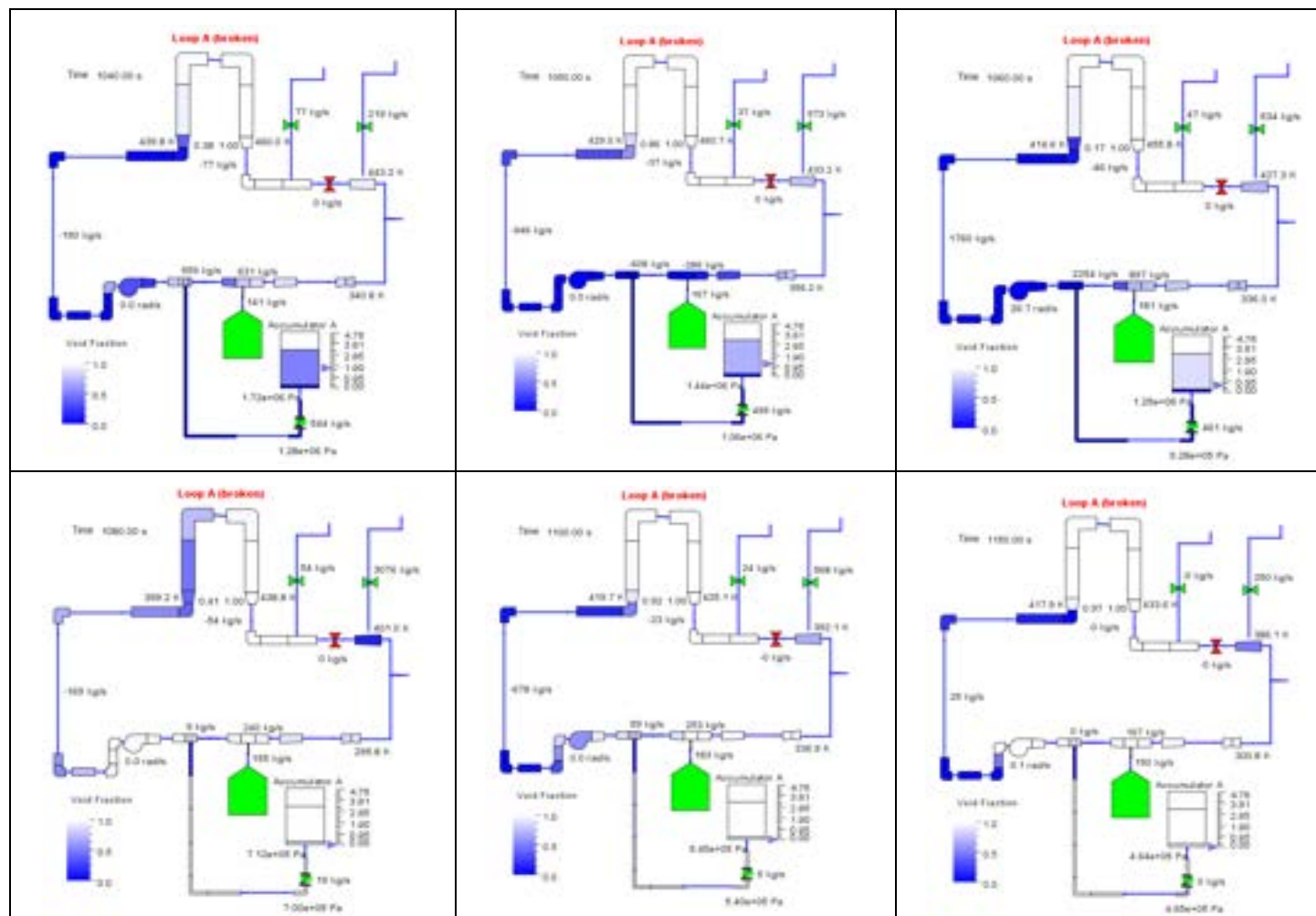


Figura 3.21: Visualizzazione tramite SNAP del grado di vuoto nel loop dove si desta la rottura (Loop A) a diversi istanti.



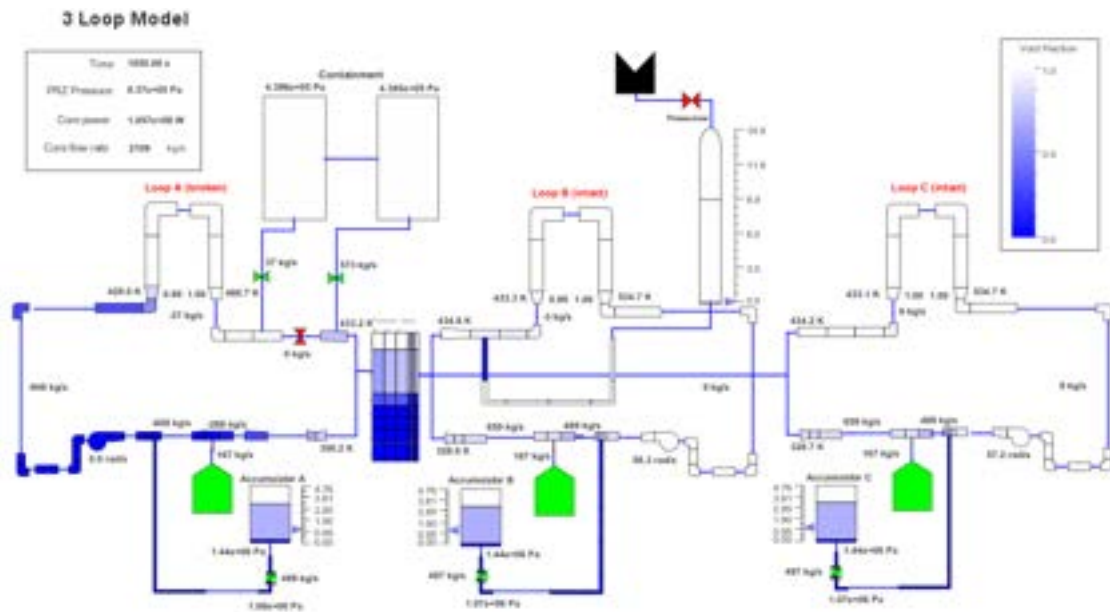


Figura 3.24: Visualizzazione tramite SNAP del grado di vuoto nel circuito primario (t=50 s).

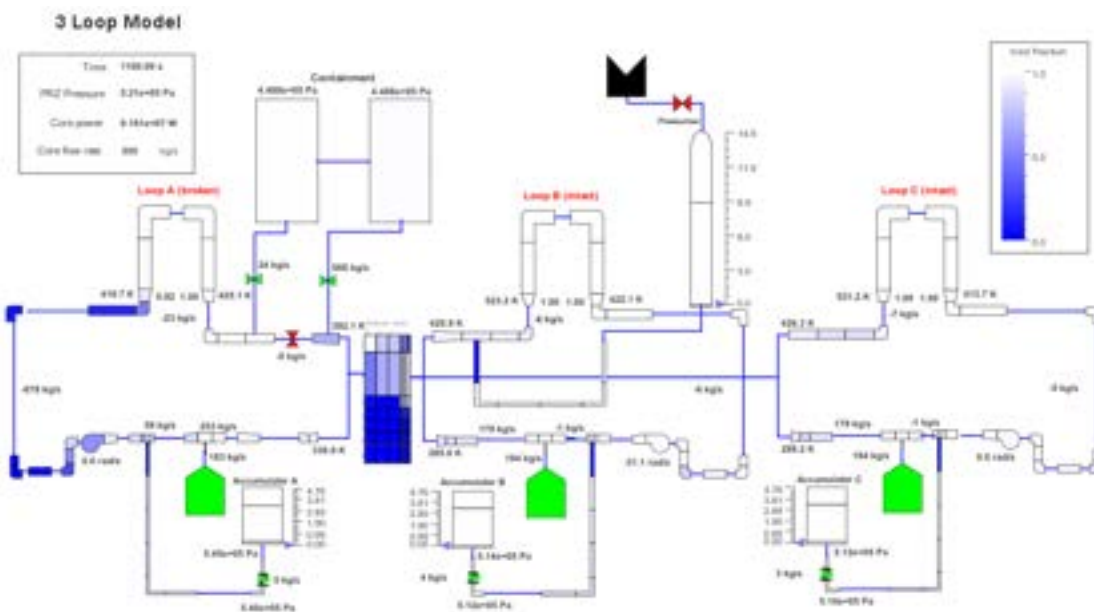


Figura 3.25: Visualizzazione tramite SNAP del grado di vuoto nel circuito primario (t=100 s).

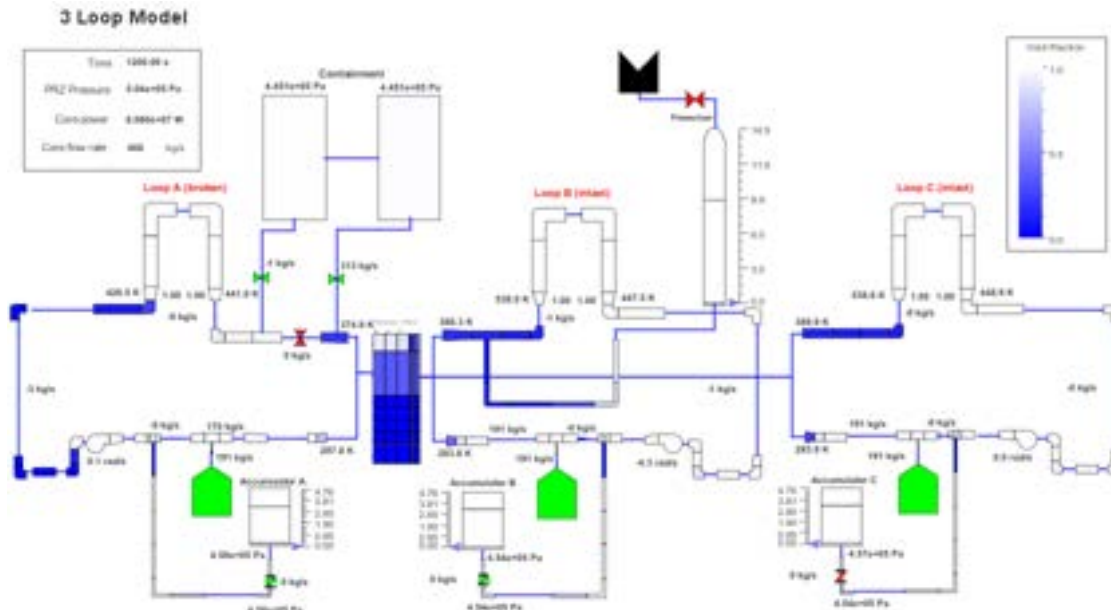


Figura 3.26: Visualizzazione tramite SNAP del grado di vuoto nel circuito primario (t=200 s).

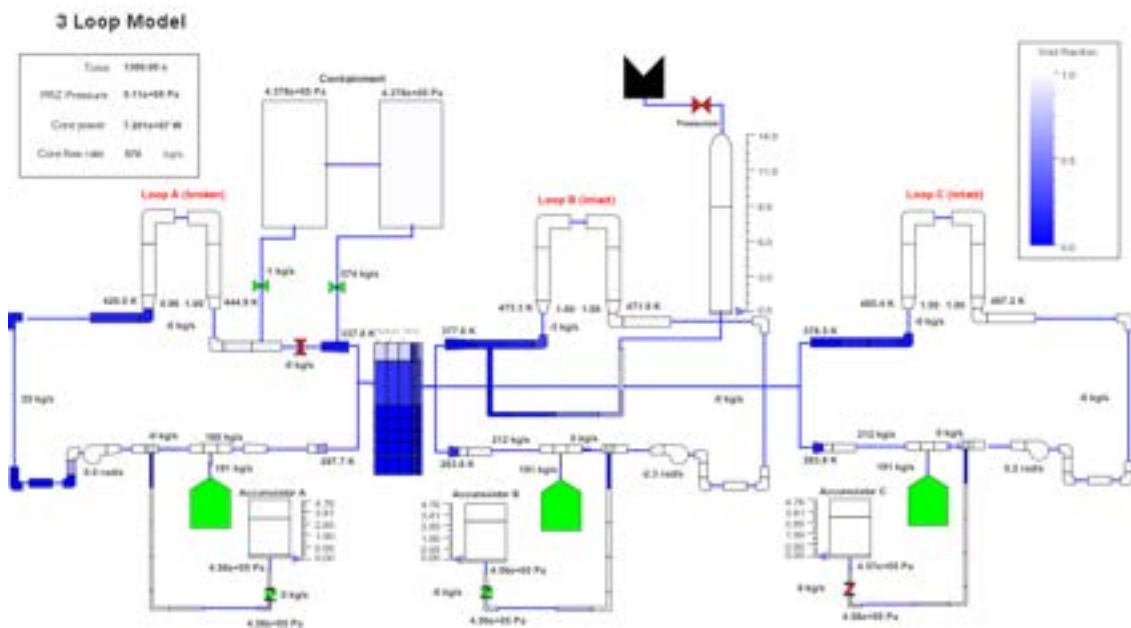


Figura 3.27: Generatore di vapore
Figura 3.29: Visualizzazione tramite SNAP del grado di vuoto nel circuito primario (t=300 s).

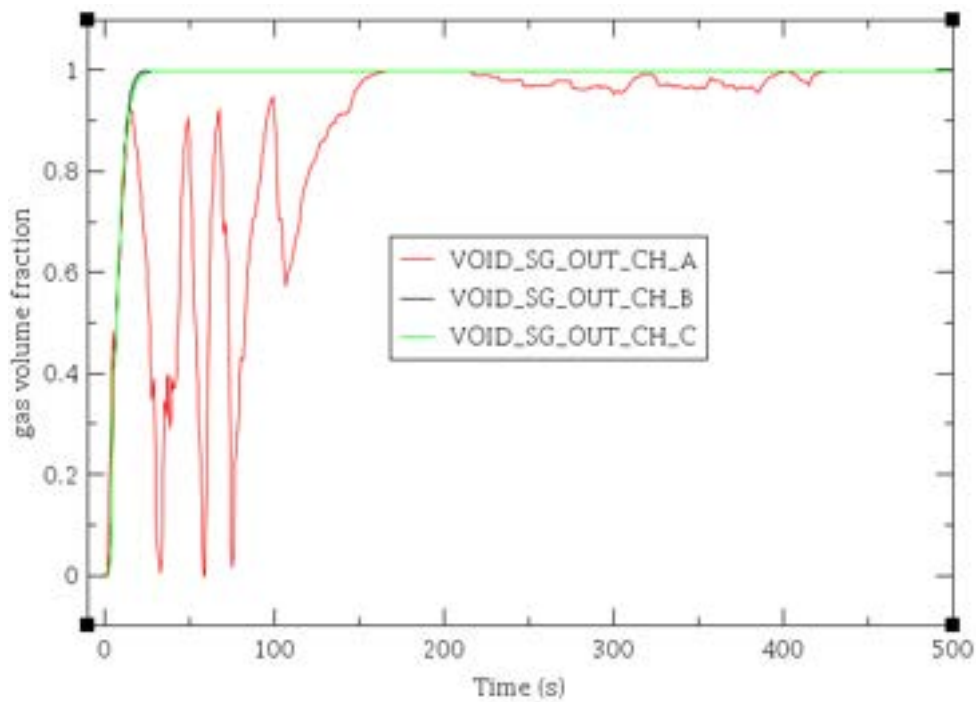


Figura 3.28: Grado di vuoto nella camera di uscita dei GV A, B, C.

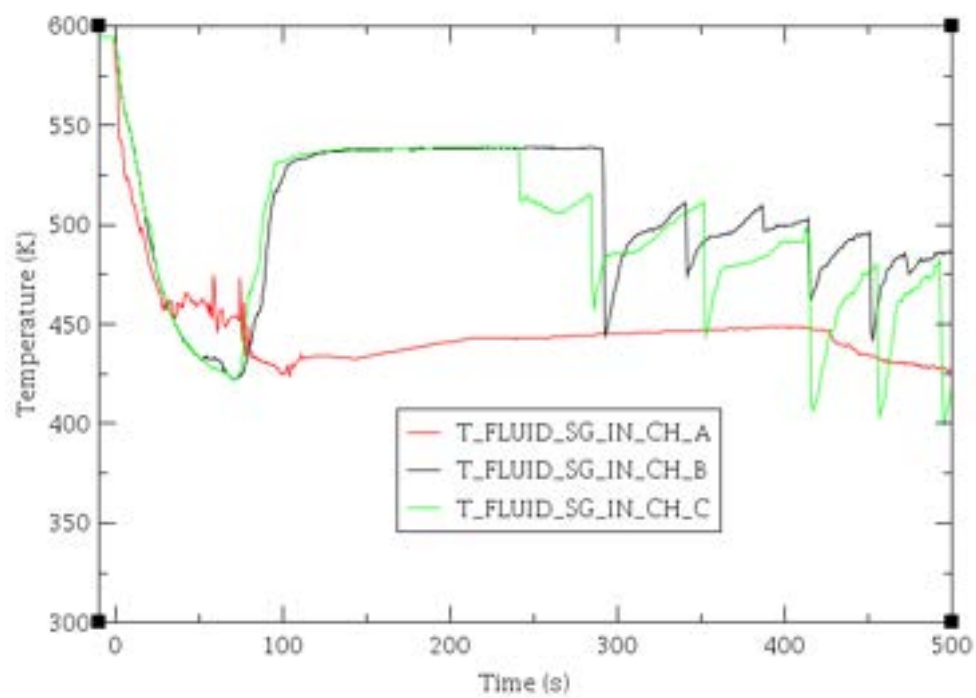


Figura 3.29: Temperatura del fluido nella camera di ingresso dei GV A, B, C.

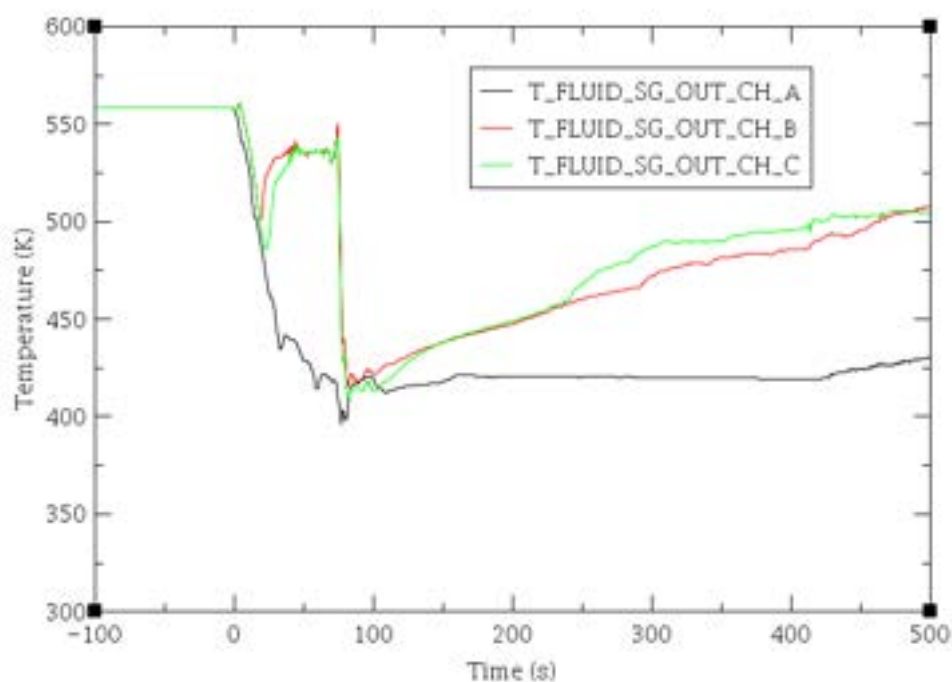


Figura 3.30: Temperatura del fluido nella camera di uscita dei GV A, B, C.

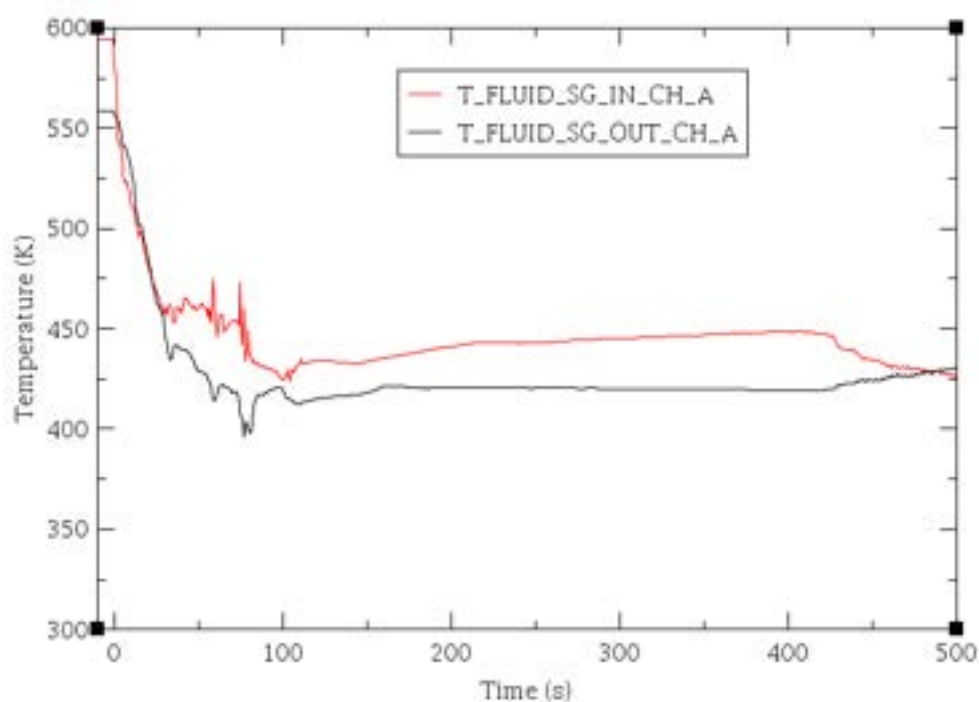


Figura 3.31: Temperatura del fluido nella camera di ingresso e di uscita del GV nel loop con rottura (loop A).

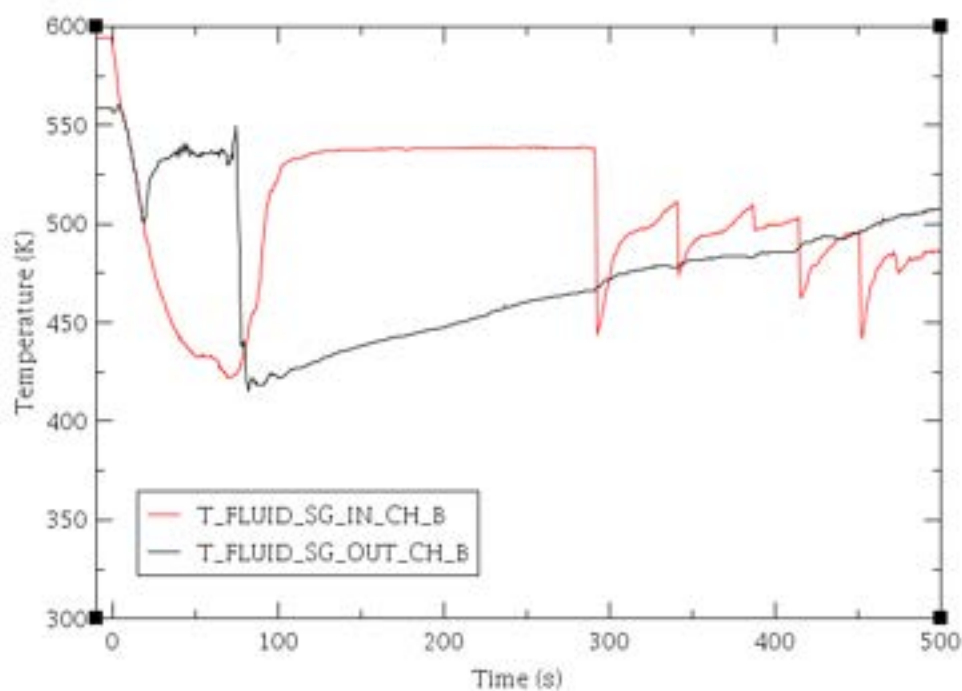


Figura 3.32: Temperatura del fluido nella camera di ingresso e di uscita del GV (loop B).

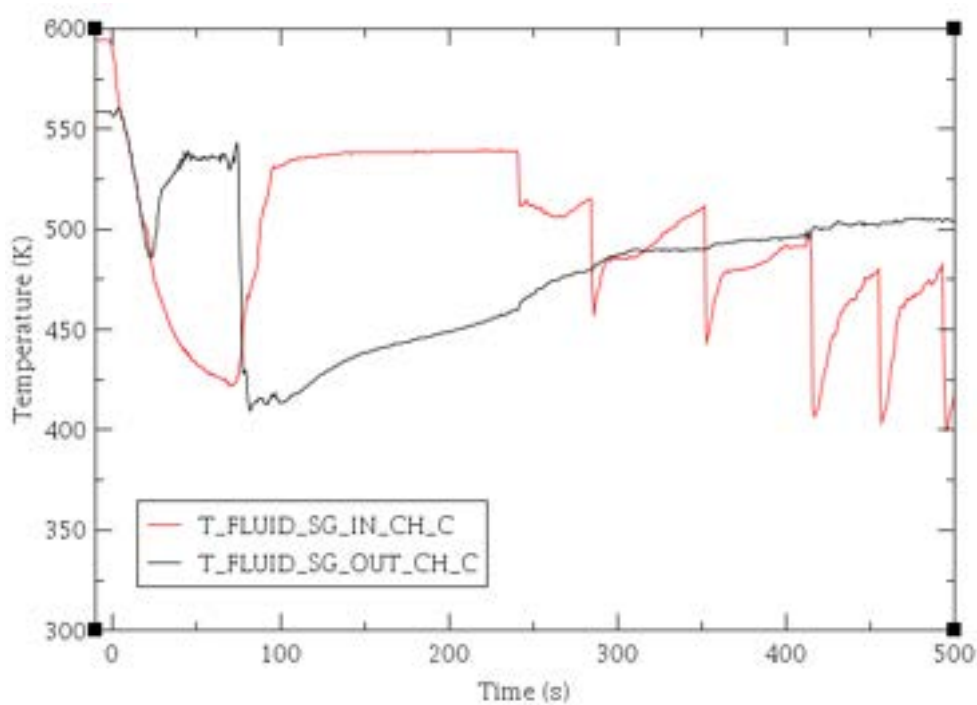


Figura 3.33: Temperatura del fluido nella camera di ingresso e di uscita del GV (loop C).

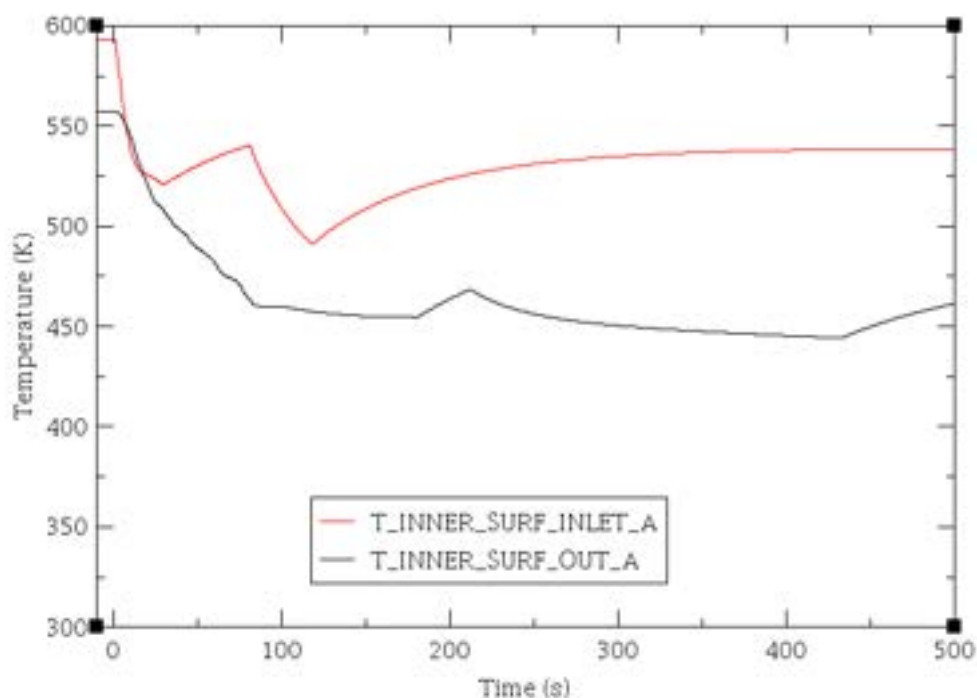


Figura 3.34: Temperatura della parete nella camera di ingresso e di uscita del GV nel loop con rottura (loopA).

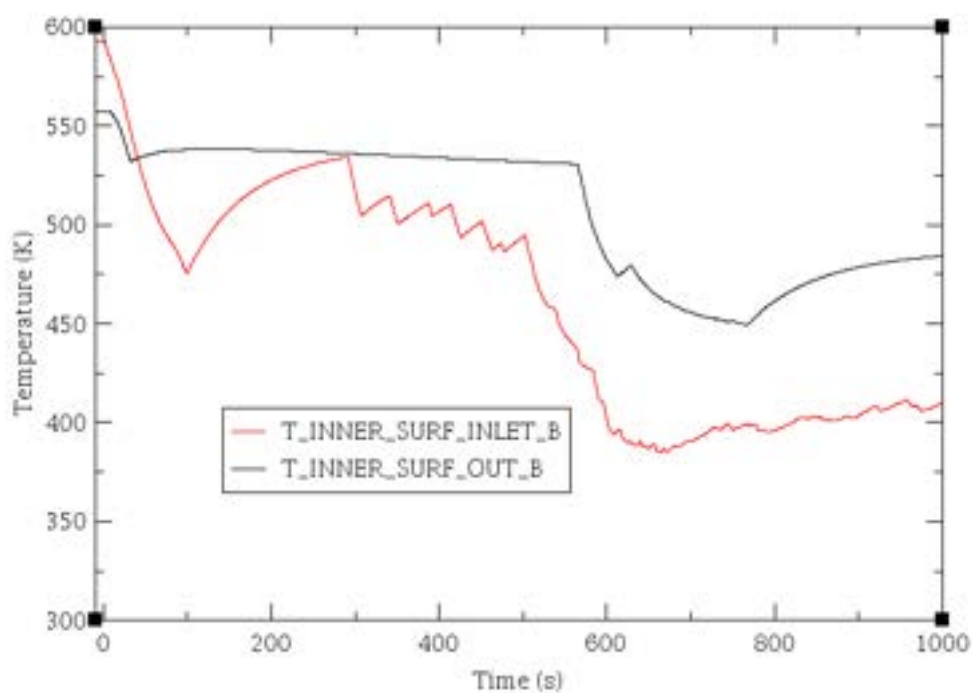


Figura 3.35: Temperatura della parete nella camera di ingresso e di uscita del GV (loop B).

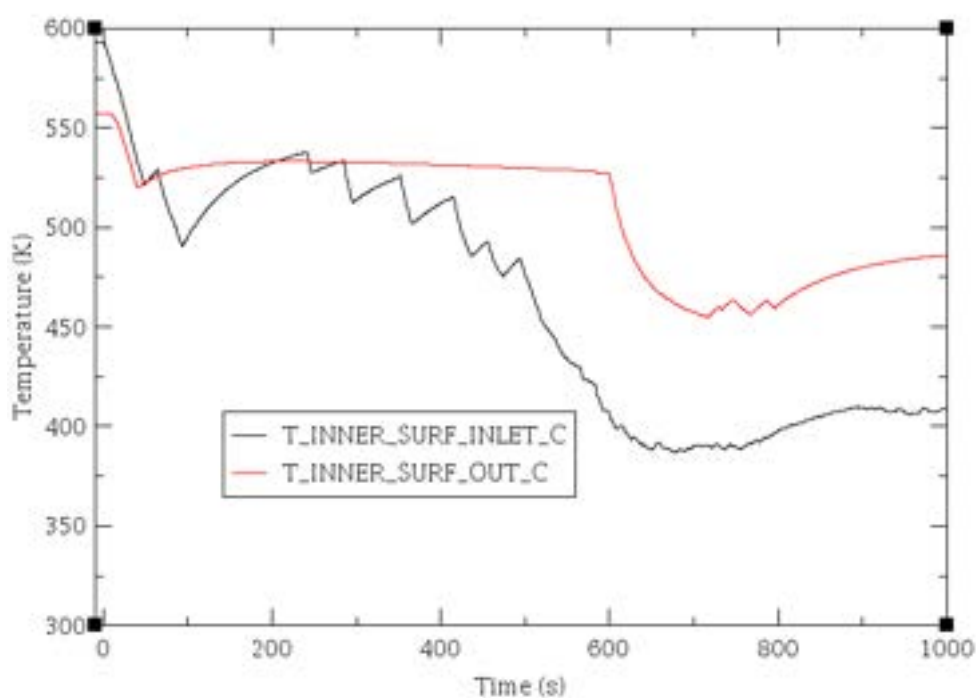


Figura 3.36: Temperatura della parete nella camera di ingresso e di uscita del GV (loop C).

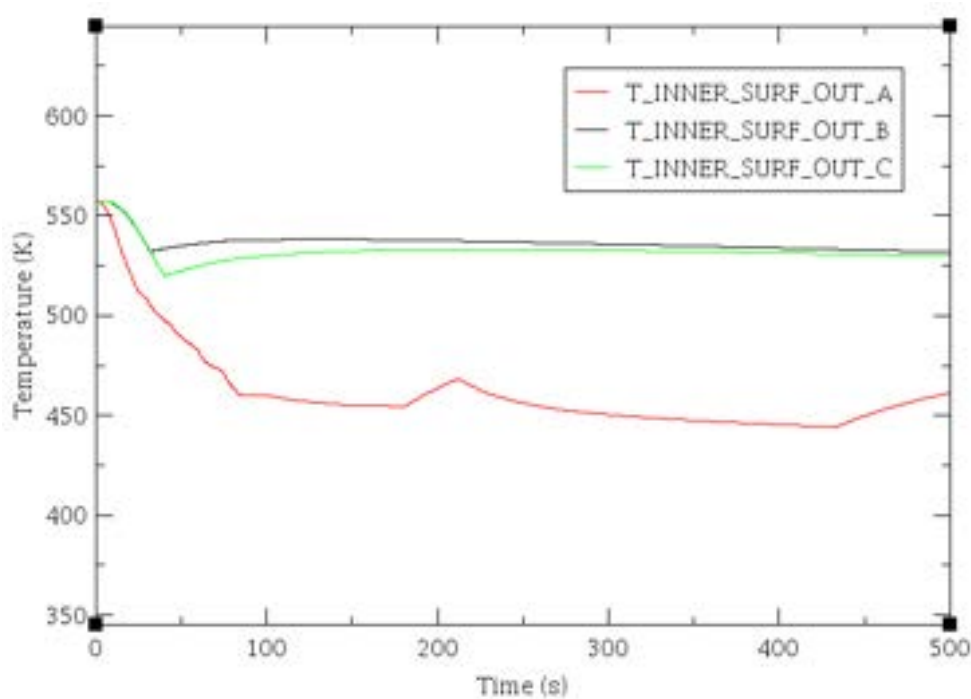


Figura 3.37: Temperatura della parete nella camera di uscita dei GV A, B, C.

Tabella 3.2: Sequenza cronologica degli eventi principali che caratterizzano il transitorio.

Evento	Tempo (s)
SOT	0
Inizio scoprimento TAF	7.4
Inizio scoprimento BAF	13
Inizio sensibile iniezione accumulatori	14
Inizio refill	20.5
Inizio aumento temperatura di guaina	21
Picco temperatura di guaina	28.5
Inizio reflood	33
TAF ricoperto	45

4 CONCLUSIONI

Nella presente attività si è iniziato a caratterizzare termoidraulicamente lo scenario incidentale dovuto a una rottura a ghigliottina della gamba calda in un generico PWR-900 3 loop di tipo occidentale. Dopo avere analizzato i principali parametri tipici di questo transitorio (pressione primaria, livello collassato nel core, temperatura massima di guaina, etc), particolare attenzione è stata posta all'analisi delle temperature del fluido che scorre nella camera di ingresso e di uscita dei vari GV. Un primo modello TRACE dell'impianto è stato sviluppato, e dopo averne verificato la capacità di riprodurre i valori stazionari del reattore di riferimento in condizioni operative a piena potenza, è stato simulato lo scenario incidentale dovuto a una rottura a ghigliottina (200%) su una gamba calda del sistema primario (posizionata in prossimità del bocchello d'uscita del vessel).

L'analisi termoidraulica mostra che i principali fenomeni attesi tipici del transitorio sono stati riprodotti dalla nodalizzazione; i parametri caratteristici di questo tipo di transitorio e la sequenza cronologica sono state analizzate e riportate in questo report. L'analisi della temperatura nella camera di ingresso e di uscita del GV sono state investigate. In particolare si nota come le iniezioni degli ECCS determinano che, nel loop dove si ipotizza la rottura, una quantità di liquido scorra verso la camera di uscita del GV attraverso il loop seal. Ciò determina, nei primi 500 s del transitorio investigati, una caduta di temperatura del fluido nella camera di uscita del GV e della temperatura della struttura termica associata rispetto agli altri loop. La caduta della struttura termica è di circa 110 K nel GV A (dove si ipotizza la rottura), mentre negli altri due loop è intorno a 40 K. Si sottolinea pertanto che considerando le condizioni iniziali del reattore, le ipotesi del calcolo in termini di dimensioni, posizione e orientazione della rottura, le ipotesi alla base dello sviluppo della nodalizzazione ed il periodo temporale simulato, da un punto di vista quantitativo, la caduta di temperatura è sensibilmente inferiore rispetto a precedenti studi riportati in letteratura (il fondo del GV è sottoposto a choc freddo, avendo una sua parte subito un brusco calo di temperatura da circa 250°C a circa 30°C; pertanto una caduta di circa 220 gradi).

Questo studio fa parte di una attività di ricerca più vasta finalizzata allo sviluppo di una nodalizzazione TRACE e alla sua qualifica progressiva, in condizioni stazionarie e transitorie, al fine di potere caratterizzare, in modo "Best Estimate", possibili scenari incidentali di tipo DBA in generici reattori PWR da 900 MWe. In questo quadro l'applicazione descritta in questo report, ha come scopo quello di sviluppare una prima analisi di tipo deterministica al fine di mostrare da un lato che l'input sviluppato è capace di riprodurre le principali fenomenologie attese in un LBLOCA in gamba calda, dall'altro di caratterizzare l'eventuale fenomeno dello schock freddo nella camera di uscita del GV locato nel loop dove si destina la rottura. Si sottolinea che precedenti analisi dell'IRSN [1] mostrano una notevole caduta della temperatura del fluido nella camera di uscita del GV situato dove è posizionata la rottura (fino a 30°C). Visto che non sono note agli autori i dettagli di quali siano le condizioni operative iniziali del reattore, al contorno, la completa caratterizzazione della rottura (posizione e orientazione) e le ipotesi alla base di questi precedenti transitori riportati in letteratura, questo studio non è finalizzato a riprodurre la stessa sequenza incidentale di questi studi; pertanto non sono attesi gli stessi risultati quantitativi nell'analisi. Vista la marcata differenza quantitativa rispetto alle analisi precedenti, si conclude anche che lo scenario incidentale e le connesse ipotesi sono sensibilmente diverse rispetto a quelle dell'IRSN.

Successive analisi verranno effettuate da un lato per caratterizzare altri scenari di LBLOCA in gamba calda variando le varie ipotesi alla base del transitorio simulato e il punto operativo dell'impianto da cui si ipotizza l'inizio del transitorio, dall'altro per valutare l'effetto del grado di dettaglio della nodalizzazione dei loop sui risultati ottenuti.

	Sigla di identificazione ADPFISS-LP1-121	Rev. 0	Distrib. L	Pag. 37	di 40
---	--	------------------	----------------------	-------------------	-----------------

5 NOMENCLATURA

e	Energia totale
g	Accelerazione di gravità
p	Pressioni
T	Temperatura
t	Tempo
v_k	Velocità della fase k
α	Grado di vuoto
Γ_k	Rateo di generazione di massa per unità di volume per la fase k
ρ	Densità

	Sigla di identificazione ADPFISS-LP1-121	Rev. 0	Distrib. L	Pag. 38	di 40
---	--	------------------	----------------------	-------------------	-----------------

6 ABBREVIAZIONI

BAF	Bottom of active fuel
DBA	Desing basis accident
ECCS	Emergency core cooling system
GV	Generatore di vapore
IRSN	Institut de radioprotection et de sureté nucléaire
LBLOCA	Large break loss of coolant accident
LOCA	Loss of coolant accident
LWR	Light water reactor
PARCS	Purdue Advanced Reactor Core Simulator
PRZ	Pressurizzatore
RADTRAD	RADionuclide Transport and Removal And Dose Estimation
RELAP	Reactor Excursion and Leak Analysis Program
SNAP	Symbolic Nuclear Analysis Package
SOT	Start of transient
TAF	Top of active fuel
TRAC	Transient Reactor Analysis Code
TRACE	TRAC/RELAP Advanced Computational Engine
USNRC	U.S. Nuclear Regulatory Commission

	Sigla di identificazione ADPFISS-LP1-121	Rev. 0	Distrib. L	Pag. 39	di 40
---	--	------------------	----------------------	-------------------	-----------------

RINGRAZIAMENTI

Si ringrazia Andrea Bersano Dottorando del Politecnico di Torino per il contributo all'attività.

	Sigla di identificazione ADPFISS-LP1-121	Rev. 0	Distrib. L	Pag. 40	di 40
---	--	------------------	----------------------	-------------------	-----------------

7 REFERENCE

- [1] F. Rocchi e P. Bartolomei, "Indagine sulla sicurezza delle centrali frontaliere distanti meno di 200 km dal territorio nazionale: analisi del problema nell'acciaio dei generatori di vapore riscontrato in alcuni impianti frontaliere", 2017. <http://openarchive.enea.it/handle/10840/9206>
- [2] F. Mascari, H. Nakamura, K. Umminger, F. De Rosa, F. D'Auria, "Scaling Issues For The Experimental Characterization Of Reactor Coolant System In Integral Test Facilities And Role Of System Code As Extrapolation Tool," Proc. Of International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics 2015, NURETH 2015, Volume 6, pp. 4921-4934 (2015).
- [3] F. Castiglia, P. Chiovaro, M. Ciofalo, P.A. Di Maio, M. Giardina, F. Mascari, G. Morana, G. Vella, "Analisi mediante il codice trace delle principali fenomenologie caratterizzanti il transitorio conseguente ad una rottura a ghigliottina nella linea dvi dell'impianto sperimentale SPES-3", CERSE-UNIPA RL 1212/2011.
- [4] N. Reyes, Jr., "Governing Equation in Two-Phase Fluid Natural Circulation Flows", IAEA TECDOC 1474 Natural Circulation In water cooled nuclear power plants, November 2005.
- [5] F. Mascari, G. Vella, B.G. Woods, K. Welter, J. Pottorf, E. Young, M. Adorni, F. D'Auria, "Sensitivity analysis of the MASLWR helical coil steam generator using TRACE", Nuclear Engineering and Design 241 (2011) 1137–1144.
- [6] Mascari, F., PhD Thesis on "Natural circulation and phenomenology of boron dilution in the pressurized water reactors (circolazione naturale e fenomenologie di boron dilution in reattori ad acqua in pressione)", University of Palermo, 2010.
- [7] TRACE V5.0, Theory and User's manuals, 2008. Division of System Analysis, Office of Nuclear Regulatory Research, U.S. Nuclear Regulatory
- [8] Symbolic Nuclear Analysis Package (SNAP) Users Manual, April 2007. Applied Programming Technology, Inc. 240.
- [9] F. Mascari, J. De La Rosa Blul, M. Sangiorgi e G. Bandini, "Analyses of an unmitigated station blackout transient with ASTEC, MAAP and MELCOR code", in 9th Meeting of the European MELCOR User Group, 2017.
- [10] F. D'Auria, M. Frogheri, W. Giannotti "RELAP/MOD3.2 Post Test Analysis and Accuracy Quantification of SPES Test SP-SB-04" NUREG/IA-0155 (1999) 23.
- [11] A. Bersano e F. Mascari, "Evaluation of a Double-Ended Guillotine Break Transient in a Three-Loop PWR-900 Like with TRACE Code Coupled with DAKOTA Uncertainty Analysis," in NUTHOS-12, Qingdao, Cina, 2018.
- [12] O. Jones, "Nuclear Reactor Safety Heat Transfer", Washington: Hemisphere Publishing Corporation, 1981.