



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



Ministero dello Sviluppo Economico

RICERCA DI SISTEMA ELETTRICO

Set documentale relativo alle attività nel campo della sicurezza
nucleare realizzate in collaborazione con IRSN

*M. Cappelli, C. Lombardo, M. Lanfredini, M. Cherubini, F. D'Auria, P. Chiovaro,
S.D'Arrico, P.A. Di Malo, F. Mascari, I. Moscato, G. Vella*



SET DOCUMENTALE RELATIVO ALLE ATTIVITÀ NEL CAMPO DELLA SICUREZZA NUCLEARE REALIZZATE IN
COLLABORAZIONE CON IRSN

M. Cappelli, C. Lombardo ENEA

M. Lanfredini, M. Cherubini. F. D'Auria, P. Chiovaro, S. D'Arrico, P.A. Di Malo, 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

ENEA Ricerca Sistema Elettrico			Sigla di identificazione PAR2011-ENEA-L1B1-020		Distrib. L	Pag. 1	di 23
Titolo Set documentale relativo alle attività nel campo della sicurezza nucleare realizzate in collaborazione con IRSN							
Descrittori Tipologia del documento: Rapporto Tecnico Collocazione contrattuale: ACCORDO DI PROGRAMMA Ministero dello Sviluppo Economico – ENEA sulla Ricerca di Sistema Elettrico PIANO ANNUALE DI REALIZZAZIONE 2011 Progetto 1.3.1: Energia nucleare: NUOVO NUCLEARE DA FISSIONE: COLLABORAZIONI INTERNAZIONALI E SVILUPPO COMPETENZE IN MATERIA NUCLEARE, PAR 2011. Argomenti trattati: Simulatori ingegneristici, analisi di incidenti severi, codici per simulazione termoidraulica							
Sommario Il presente documento descrive l'attività svolta in collaborazione tra ENEA e IRSN sul tema della simulazione di reattori nucleari ad acqua in pressione ai fini della valutazione della sicurezza di impianto. Il contributo dell'ENEA ha riguardato la collaborazione, iniziata nel 2011, al progetto del simulatore SOFIA in fase finale di sviluppo presso l'IRSN. Nella presente annualità, l'ENEA ha collaborato al miglioramento del modello dell'edificio di contenimento per la configurazione del simulatore SOFIA a 4 loop da 1300 MWe basata su codice CATHARE 2. I risultati mostrano un buon accordo tra valori CATHARE e CPA durante la fase di compressione, mentre la modellazione del sistema spray del contenimento presenta al momento problematiche insolute. Il documento presenta inoltre due allegati, entrambi dedicati alla valutazione di sicurezza di impianto in situazioni di Station Black Out "tipo Fukushima" su impianti ad acqua pressurizzata (PWR generico e EPR-like). I due lavori, condotti in sinergia con l'Università di Pisa e l'Università di Palermo, impiegano due diversi codici di simulazione per studiare gli effetti di tale tipologia incidentale sull'impianto in condizioni semplificate: <i>All.1: Analisi di uno Station Blackout: Risposta di un Tipico PWR e Studio su Possibili Azioni dell'Operatore (UNIFI)</i> <i>All.2: 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 (UNIPA)</i> I risultati in entrambi i casi confermano le caratteristiche di sicurezza degli impianti analizzati, almeno per tempi di risposta relativamente ridotti. Ulteriori sviluppi sono necessari per tenere in conto situazioni più complesse e l'intervento di sistemi di sicurezza più avanzati.							
Note Autori: Mauro Cappelli, Calogera Lombardo (ENEA); M. Lanfredini, M. Cherubini, F. D'Auria (Un. di Pisa-S. Piero a Grado). Rif.: CERSE-UNIFI RL 1507/2012; P. Chiovaro, S. D'Amico, P.A. Di Maio, F. Mascari, I. Moscato, G.Vella (Un. di Palermo). Rif.: CERSE-UNIPA RL 1215/2012.							
				ENEA			
Copia n.			In carico a:				
2			NOME				
			FIRMA				
1			NOME				
			FIRMA				
0	EMISSIONE	25/9/12	NOME	M. Cappelli	E. De Rosa	M. Sepielli	
			FIRMA				
REV.	DESCRIZIONE	DATA		REDAZIONE	CONVALIDA	APPROVAZIONE	

TABLE OF CONTENTS

1. ABBREVIATIONS	3
2. SUMMARY	4
3. INPUT DESCRIPTION	5
3.1 GEOMETRICAL DESCRIPTION	5
3.2 INITIAL STEADY STATE	6
3.3 LOCA TRANSIENT	6
4. DIFERENT CORRELATIONS EMPLOYED BY CODES	8
5. ANALYSES	10
5.1. 10" LOCA CL2	10
5.2. 3"LOCA CL2 WITHOUT IS AND WITH CSS	15
6. CONCLUSIONS	20
7. REFERENCES	21
ALL.1: Analisi di uno Station Blackout: Risposta di un Tipico PWR e Studio su Possibili Azioni dell'Operatore (UNIPi)	22
ALL.2: 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 (UNIPA)	23

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione PAR2011-ENEA- L1B1 -020	Rev. 0	Distrib.	Pag. 3	di 23
---	--	------------------	-----------------	------------------	-----------------

1. ABBREVIATIONS

AFW	Auxiliary Feedwater System
CEA	Commissariat à l'Energie Atomique
CL	Cold Leg
CPA	Containment Part of Astec
CSS	Containment Spray System
EDF	Électricité de France
ENEA	Agenzia nazionale per le nuove tecnologie, l'energia e lo sviluppo economico sostenibile
EPR	European Pressurized Reactor
FA3	Flamanville-3 NPP
SG	Steam Generator
HL	Hot Leg
IRSN	Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire
LHSI	Low Head Safety Injection
LOCA	Loss Of Coolant Accident
MCP	Main Coolant Pump
MHSI	Medium Head Safety Injection
MSIV	Main Steam Isolation Valve
NPP	Nuclear Power Plant
P_{ETY}	Containment pressure
PORV	Pressure Operated Relief Valve
P_{PRZ}	Pressurizer pressure
PRZ	Pressurizer
PWR	Pressurized Water Reactor
RHRS	Residual Heat Removal System
SI	Safety Injection
SIPA	Simulateur Post-Accidentel
SOFIA	Simulator for Observation of Functioning during Incident and Accident
STC	Specific Topic of Cooperation

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione PAR2011-ENEA- L1B1 -020	Rev. 0	Distrib.	Pag. 4	di 23
---	--	------------------	-----------------	------------------	-----------------

2. SUMMARY

This document contains the results of the second part of the activity conducted, in the framework of the collaboration between ENEA and IRSN, with the aim of doing development and validation of the SOFIA simulator [1].

This work is devoted to be part of the improvement process of the containment building model for the 4-loop 1300 MWe SOFIA configuration integrating the CATHARE 2 [2] code. Indeed, the actual containment's model has shown some drawbacks, and among the possible solutions to improve the containment modelling, we focus the work presented in this document by replacing this model with the CATHARE code; it means to develop the specific CATHARE input data deck in order to take into account the actual scope of simulation. Then some calculations have been performed in order to have a new initial state, to assess the CATHARE model and to constitute a reference data base of LOCA transients before integrating this model into the SOFIA simulator.

Initially, this part of activity had to be performed by an ENEA Engineer specialized in CATHARE code in IRSN laboratories applying the Cathare 2 V2.5_1 mod 9.1 code.

This code version, which has been developed by French partners for the simulator applications, cannot be used by international partners.

In the past years ENEA has signed a CATHARE 2 software use license agreement with the CEA and for this reason the ENEA researchers use the Cathare 2 V2.5_1 mod 8.1. This version of CATHARE is slightly different from the version installed in the SOFIA simulator but, with the addition by the IRSN team of two subroutines describing the behaviour of steam generators and pressurizer, this version provides similar results.

This last version of CATHARE has been installed in Bologna ENEA and has been used to carry out the results presented in this report.

Due to its wide use, IRSN consider the CPA code like the reference code to describe the containment behaviour, therefore we compare our CATHARE results with the CPA results obtained during similar transients. Our comparisons show a good agreement between CATHARE and CPA during the containment compression phase but, despite our efforts to model the containment with CATHARE, we can't properly model the containment spray system (at least if, as in this work, we stick to standard directives)

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione PAR2011-ENEA- L1B1 -020	Rev. 0	Distrib.	Pag. 5	di 23
---	--	------------------	-----------------	------------------	-----------------

3. INPUT DESCRIPTION

3.1 GEOMETRICAL DESCRIPTION

The CATHARE input deck utilized for these analyses is a 4-loop 1300 MWe PWR nodalization, a nuclear power plant currently operating in France.

The CATHARE geometrical description of this NPP (“bloc data”) provided by the IRSN is named jdd_DPYcomplet_data.dat, it includes:

1. Primary circuit,
2. Secondary circuit,
3. Safety systems (accumulators only),
4. Residual Heat Removal System,
5. Building containment.

1. The primary circuit consists of various elements; in particular it is represented by means of 44 elements (15 VOLUME modules (0D) and 28 AXIAL modules

2. The secondary circuit is sketched with 15 elements (5 VOLUME modules and 10 AXIAL modules).

The thermal coupling between primary and secondary circuits (in SG) is obtained applying the thermal structures.

3. Regarding the safety systems, in the input deck are represented the LHIS, the MHIS, the accumulators and the CSS.

4. The containment building is modeled by 17 volumes (see Fig.1). In this nodalization the volumes represent:

- puisard: the sump,
- espandb – espan dh: the annular region between the primary circuit and the containment building,
- rdp: the region around the pressurizer relief tank;
- cavity: the space below the vessel through which to insert the measure devices,
- rra: the Residual Heat Removal System,
- cuve: the region between the core and the vessel,
- chimney: the ventilation system,
- ris12-ris34: the safety injection for the loops 1 and 2 or 3 and 4,
- boucle1-4: the region around cold/hot legs, SG and pump for each loops,
- pressu: the region around the pressurizer,
- pool: the pool above the vessel
- dome: large free space in the upper containment part. It includes the vapour line inside the containment building and the CSS injection lines.

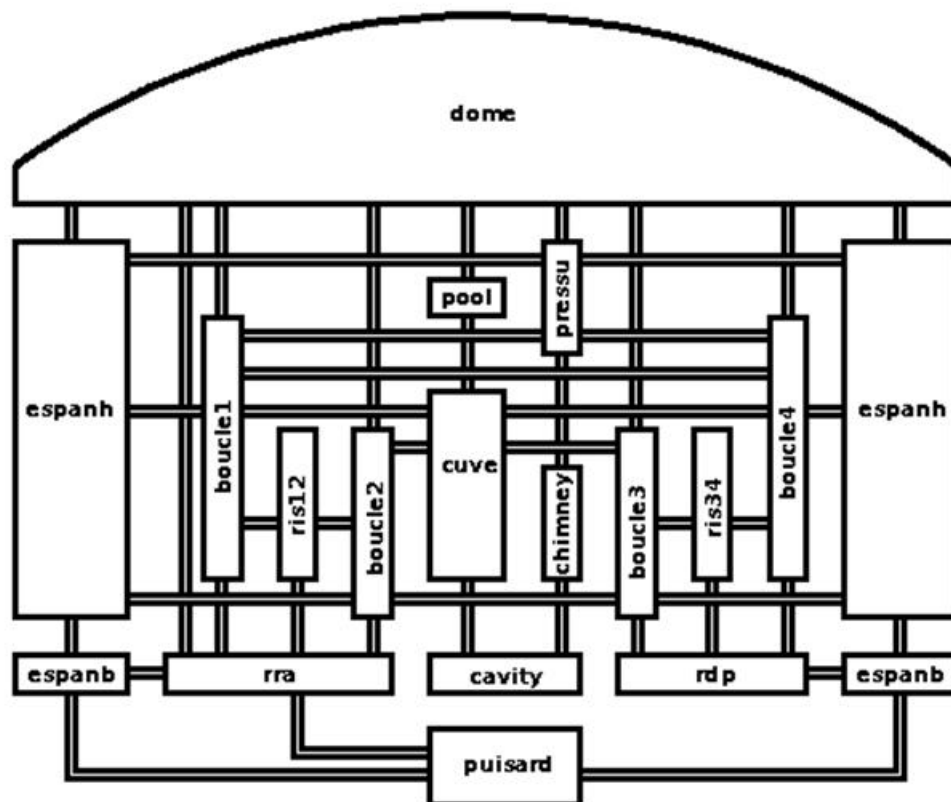


Fig.1: Containment building nodalization

3.2 INITIAL STEADY STATE

The jdd_DPYcomplet_100pcPN.dat, also provided by IRSN, initialize boundary conditions and describe regulations in order to generate a full power steady state for the NPP nodalization presented in the previous section.

The most important parameters of this steady state are summarised in Table 1.

Table 1: main parameters of the initial steady state

Initial Condition	DPY - SOFIA
Thermal Power	3648 MW
Nuclear Power	100 %
P_{PRZ}	155 bar
P_{VVP}	68.6 bar

3.3 LOCA TRANSIENT

The third and last part of this methodology is to create the transient scenario describing the studied accident. To do so, IRSN provided an input desk skeleton for CATHARE: jdd_DPYcomplet_Breche.dat. Then, for each transient describe below this file was filled in order to represent all the malfunctions, automatismes or operators action's considered.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione PAR2011-ENEA- L1B1 -020	Rev. 0	Distrib.	Pag. 7	di 23
---	--	------------------	-----------------	------------------	-----------------

These studies were divided in three different phases.

First, we have simulated 2 LOCA transients in cold leg 2 with different break section (10" and 3") starting from steady state conditions obtained in section 3.1.

In this phase, transients were stopped when the containment pressure reached the intervention set point of CSS (2.6 bar).

For the second phase, we reused simulations of the first phase but this time computations were stopped 30 minutes after the CSS intervention.

When the CSS is in operation, it injects sprayed subcooled water via two lines, each one at a specific elevation. The lowest injects 428 kg/s while the highest injects 128 kg/s.

Due to previous results, the last phase of this work was devoted to trying to increase the CSS efficiency. To this purpose, we decided to modify the containment building by adding the PWRPRZ keyword in the input data desk (in the VOLUME module description). When the PWRPRZ keyword (originally developed for pressurizer) is used in VOLUME module, the thermal exchange coefficient between steam and liquid is multiplied by 1000 in the upper sub-volume. Therefore, the CSS efficiency is increased.

We introduced the PWRPRZ keyword in two steps in the input desk: in the first new "bloc data", named jdd_DPYcomplet_data_mod_dome.dat, we only added the PWRPRZ keyword in the "dome" volume. In the second "bloc data", jdd_DPYcomplet_data_mod_all.dat, the PWRPRZ keyword was added in all volumes of the containment building.

In order to take these modifications into account, we add generate new steady states according to section 3.2, then we run the same LOCA transients than the second phase.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione PAR2011-ENEA- L1B1 -020	Rev. 0	Distrib.	Pag. 8	di 23
---	--	------------------	-----------------	------------------	-----------------

4. DIFFERENT CORRELATIONS EMPLOYED BY CODES

During LOCA or any other accident that causes a large amount of steam release in the containment occurs the condensation phenomenon. During the condensation process the steam condenses on the containment walls surface and the rate of steam condensation affects the transient pressure in the containment. The containment pressurization, due to the release of high energy coolant into the containment atmosphere, imposes a potential threat to the structural integrity of the containment which is the final barrier against the release of radioactive material to the environs. For these reasons is of fundamental importance to determine accurately the response of the building containment in terms of pressure and temperature.

The CATHARE code [3] describes the heat exchange on dry wall by means of the CHEN correlation. Unfortunately in the presence of non-condensable gas the predictions of this standard correlation are lower than the expected values. The CATHARE team has added in the code various correlations able to describe the condensation phenomenon in the “volume”, element characterized by the inertial forces negligible compared to gravity ones.

The thermal flux exchanged between the wall and the fluid can be calculated applying:

- The UCHIDA correlation for the natural convection,
- The NUSSELT correlation for the natural convection,
- The COPAIN correlation for the forced convection.

These correlations are only valid at non condensable mass fraction greater than 0.1. If the non condensable mass fraction is less than 0.05 the integral CHEN correlation (§C.9.3.1.1) and the reduction of the condensation due to the non condensable gas (§C.9.3.1.2) are used. Between 0.05 and 0.1 a cubic spline between the integral CHEN correlation and the chosen specific containment correlation is used.

The user can choose one of these correlations utilizing the VFILM directive specifies in the data block the correlation of heat transfer from walls to fluid that should be used in case of film condensation during containment calculations. The VFILM directive can be defined only in a VOLUME element.

For the analyses, here discussed, we have chosen to apply the UCHIDA correlation, reported below:

$$Q_{pi} = h_{UCHIDA} (T_w - T_{sat}(P_v))$$

with

$$h_{UCHIDA} = 380 \left(\frac{(1 - X_{nc})}{X_{nc}} \right)^{0.7}$$

and $X_{nc} = \text{Max} [10^{-5}, \text{Min} (X_1, 0.9999)]$

where X_1 is the mass fraction of non condensable gas.

In the CPA code [4] for the description of condensation of steam at structures you can use two different correlations:

- Correlation COD: condensation model based on the Stephan's law,
- Correlation CDW: COD model modified to describe the flow of the water film on the wall.

For the transient simulated with the CPA code was used the first of these correlation.

5. ANALYSES

We have simulated 2 LOCA transients in cold leg 2 with different break section (10" and 3") starting from the identical steady state conditions.

5.1. 10" LOCA CL2

The 10" LOCA in CL2 is simulated with the Cathare V2.5_1 mod 8.1 modified by IRSN with the introduction of two mask for the SGs and PRZ behaviour description.

This transient is simulated to reproduce the results of the transitory EPS2 1300 carried out by IRSN (27/10/2008) [5].

The initial conditions adopted for the transient are reported in Table 1.

For the first phase of the simulation we assumed the following events:

1. Automatismes

- Pressurizer discharge safety valve blockage if $P_{PRZ} < 139.5$ bar;
- Stop of pressurizer heaters if PRZ level $< 16\%$;
- Reactor scram and turbine isolation if $P_{PRZ} < 131.0$ bar;
- MFW blockage if the mean temperature of the primary coolant system is less than 303 °C;
- Start-up of AFW, with flowrate constant and equal to 17 kg/s, if $P_{PRZ} < 121.0$ bar or with the stop of MFW;
- Closure of MSIV when $P_{ETY} > 1.9$ bar;
- End of the transient when $P_{ETY} > 2.6$ bar.

For this transient, the comparison of events chronology is reported in Table 2:

Table 2: Events chronology

Events	Time [s]	
	Cathare code	EPS2 1300[5]
PORV blockage	3.3	3.8
Heaters PRZ stop	4.3	5.3
Reactor scram- Turbine isolation	4.8	5.4
SI intervention signal	4.8 ($P_{PRZ} < 131$ bar)	7.3 ($P_{ETY} > 1.4$ bar)
MFW blockage	4.8	6.7
Start AFW	6.8	7.7
Isolation vapour	24.1	27.2
Signal intervention CSS	65.3	73.9

As you can see in Table 2, for the Cathare transient the SI intervention signal occurs at time = 4.8 s, when the $P_{PRZ} < 131$ bar, but in the EPS2 1300 the SI intervention occurs at time 7.3 s ($P_{ETY} > 1.4$ bar) and the SI load starts at 24.5 s.

CSS intervention ($P_{ETY} > 2.6$ bar – end of this simulation) occurs at 60 s for EPS2, and at 68 s for our Cathare calculation. In the Figures 1 – 4 are reported respectively, the pressurizer and containment pressure, the break flowrate and the break enthalpy flowrate.

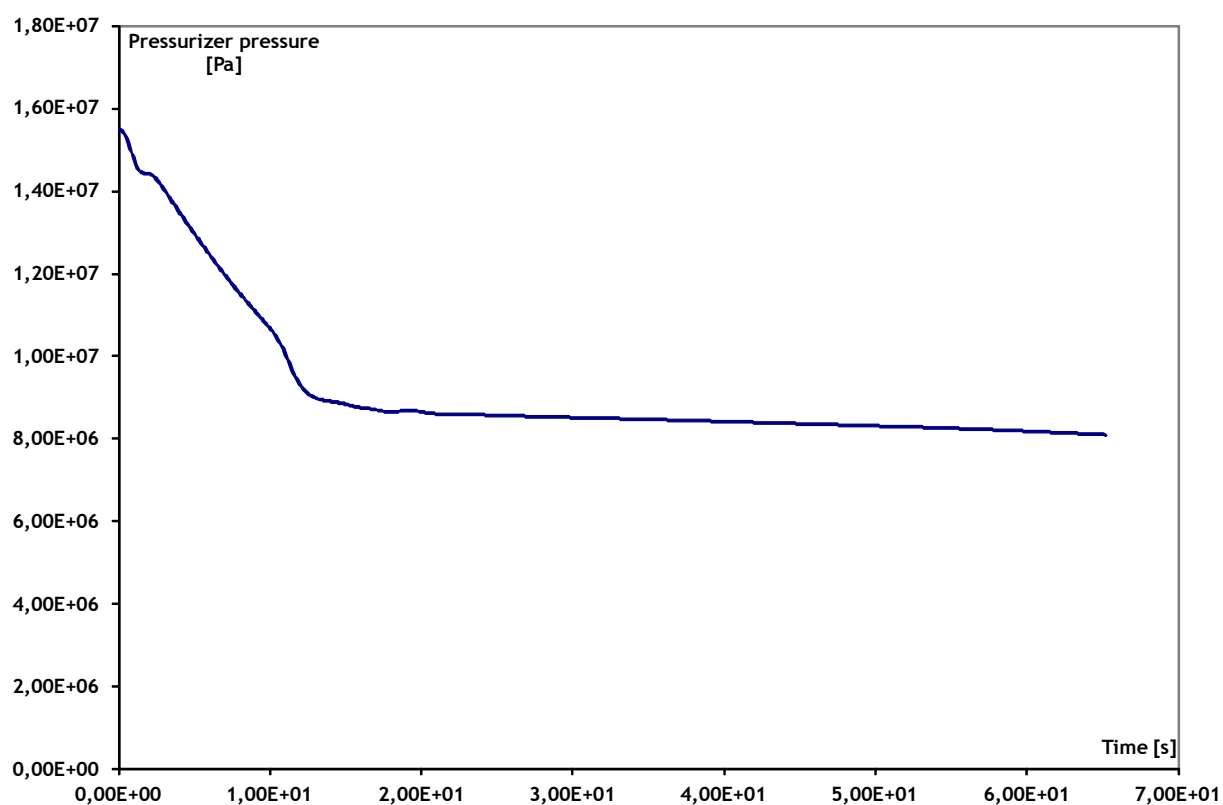


Fig. 1: Pressurizer Pressure

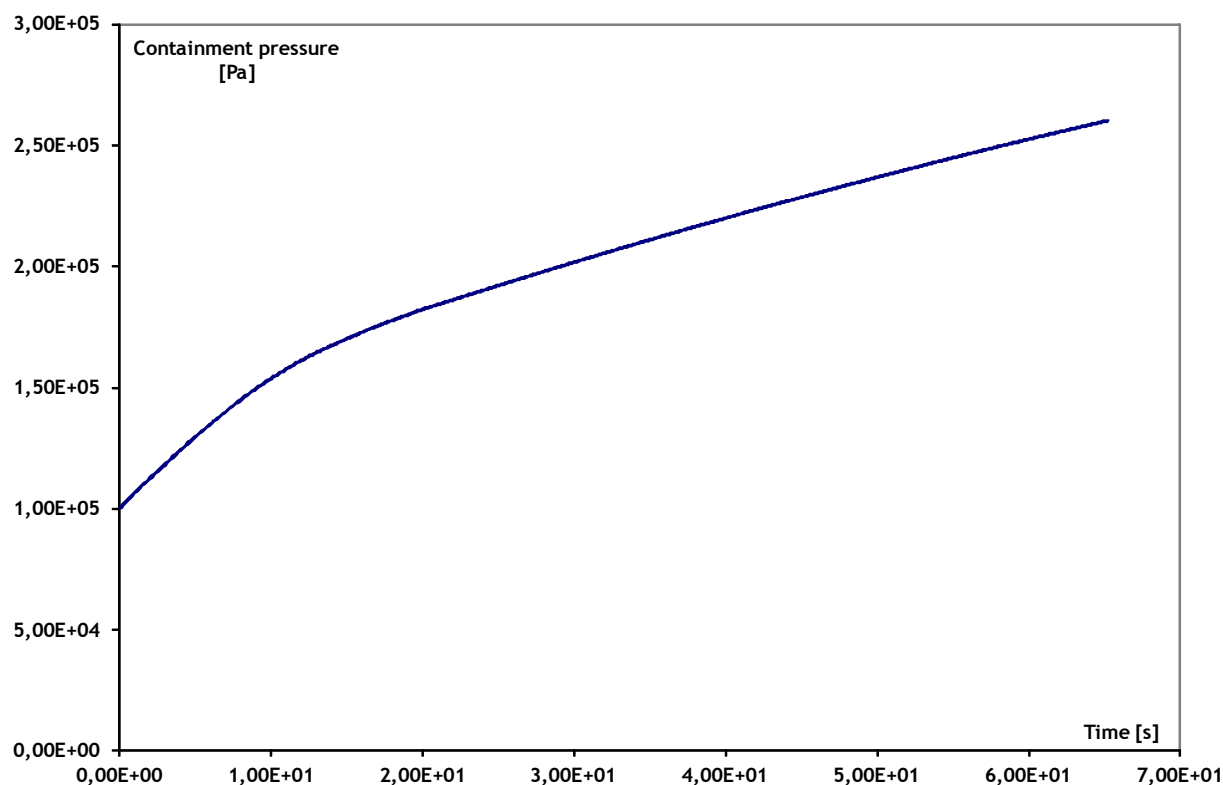


Fig. 2: Containment pressure

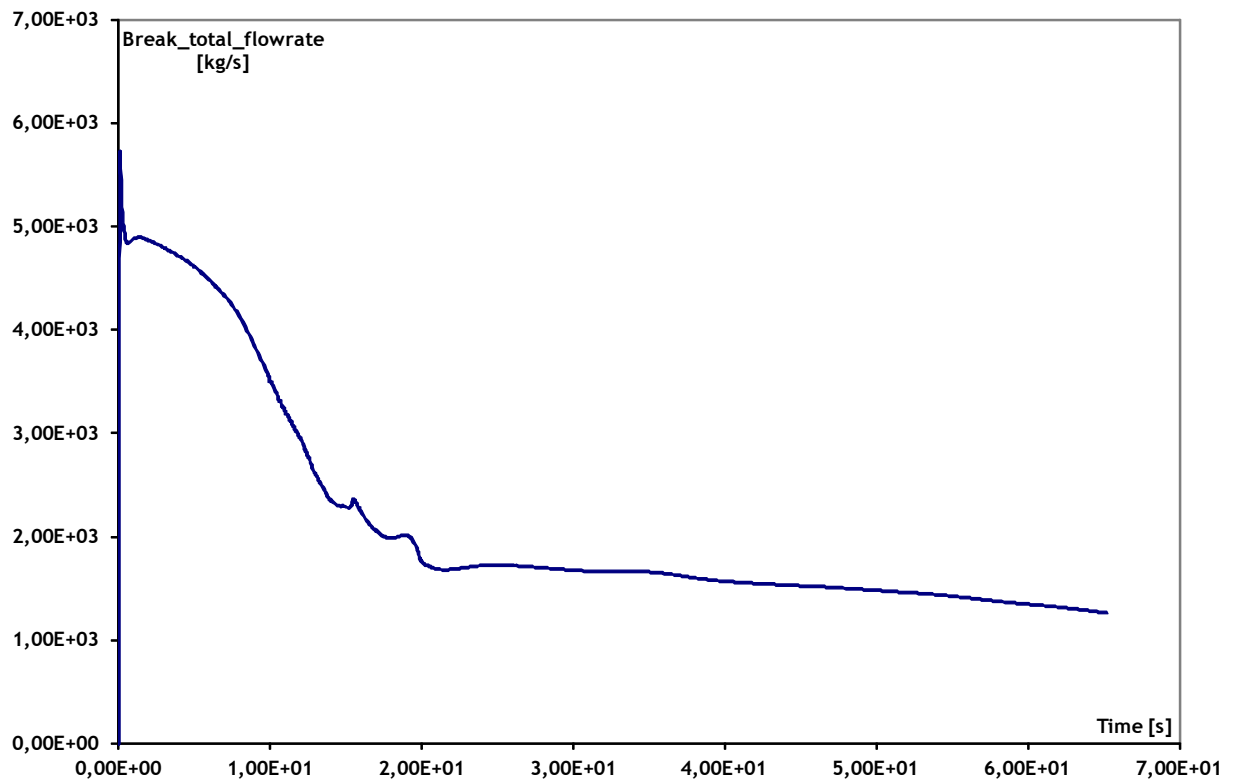


Fig.3: Break flowrate

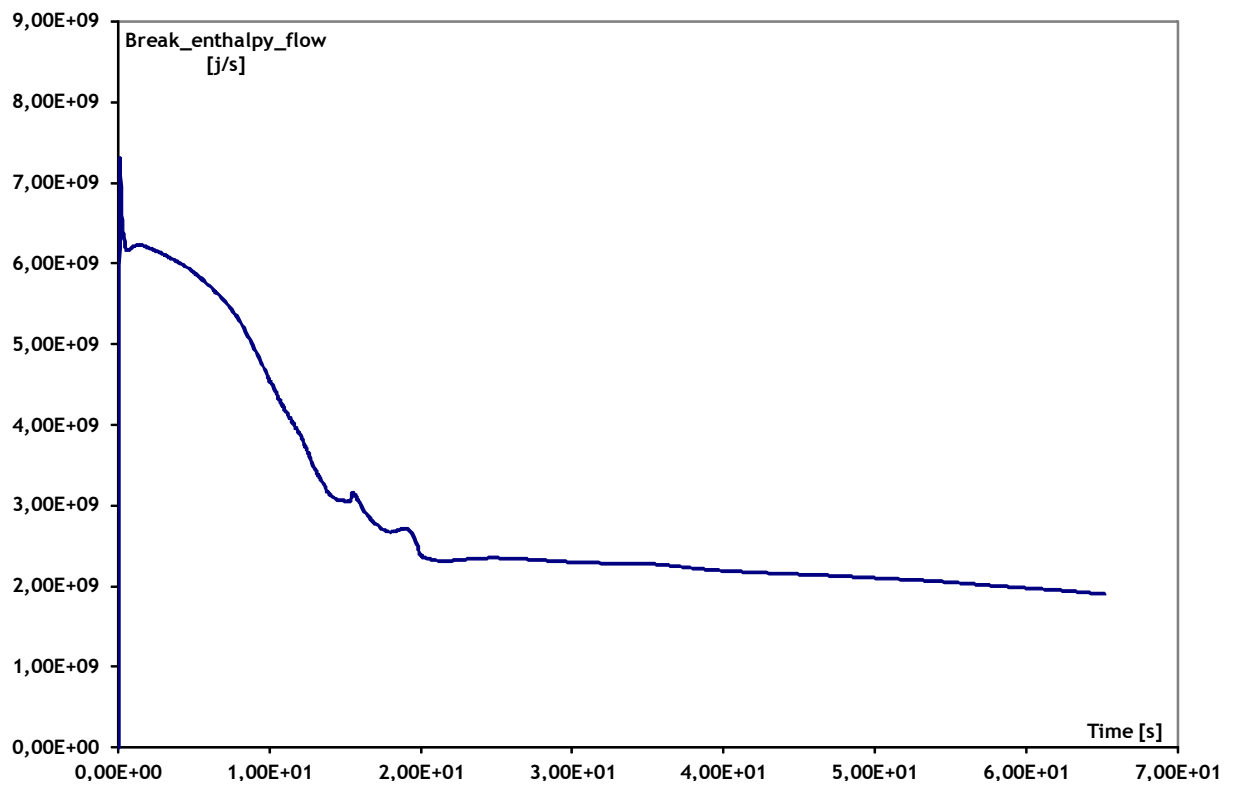


Fig.4: Break enthalpy flowrate

In the second phase of the simulation we assumed that the simulation is stopped 30 minutes after the CSS intervention. The events simulated in this transient are reported below.

1. Automatismi

- Pressurizer discharge safety valve blockage if $P_{PRZ} < 139.5$ bar;
- Stop of pressurizer heaters if PRZ level < 16 %;
- Reactor scram and turbine isolation if $P_{PRZ} < 131.0$ bar;
- MFW blockage if the mean temperature of the primary coolant system is less than 303 °C;
- Start-up of AFW, with constant flowrate equals to 17 kg/s, if $P_{PRZ} < 121.0$ bar or with the stop of MFW;
- Closure of MSIV when $P_{ETY} > 1.9$ bar;
- CSS intervention when $P_{ETY} > 2.6$ bar;
- End of the transient 30 minutes after the CSS intervention.

In the Figures 5 – 8 are reported respectively, the pressurizer and containment pressure, the break flowrate and the break enthalpy flowrate obtained for the three different models depending on the use of the PWRPRZ keyword:

- no_mod: the PWRPRZ keyword is not used for the containment;
- mod_dome: in the containment, the PWRPRZ keyword is used for the “dome” volume;
- mod_all: the PWRPRZ keyword is used for every volumes of the containment.

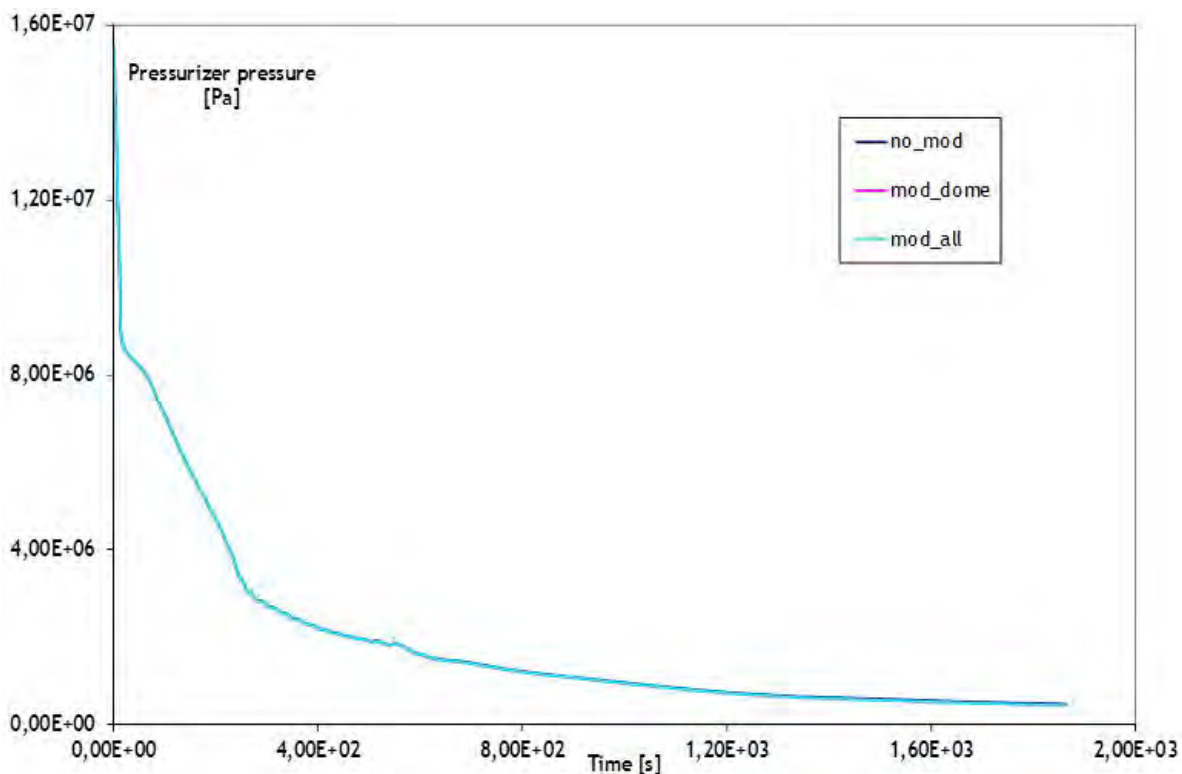


Fig. 5: Pressurizer pressure

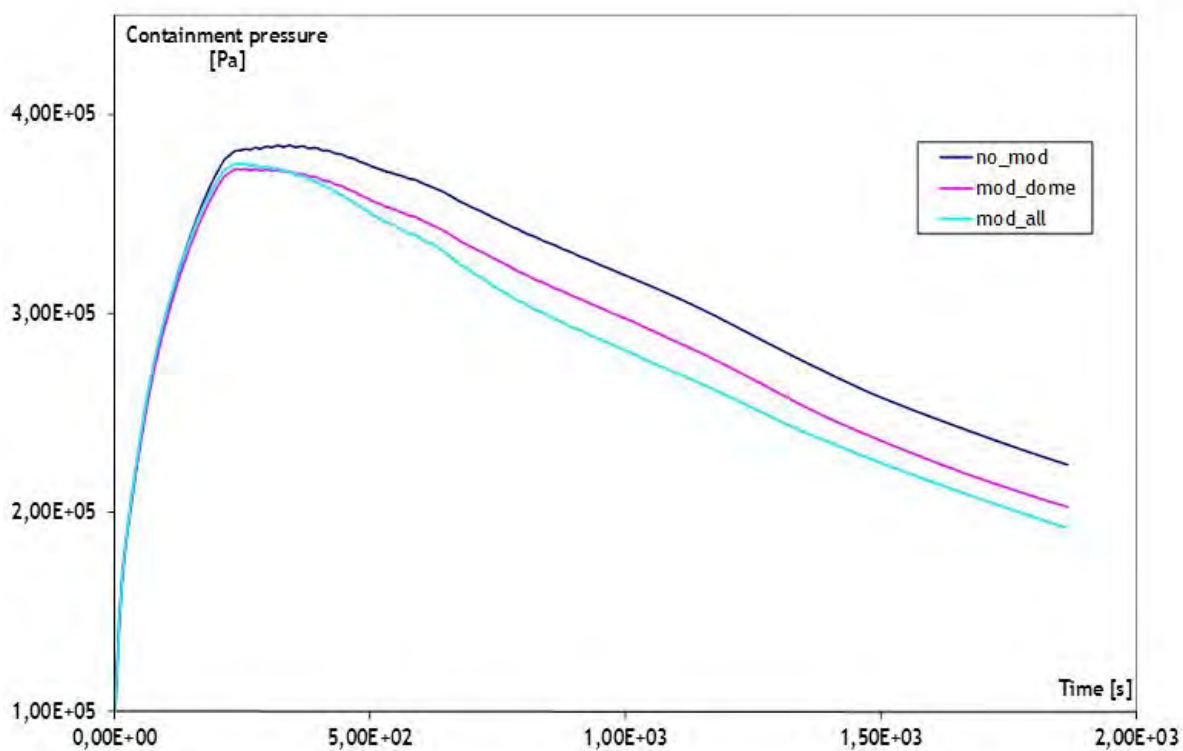


Fig. 6: Containment pressure

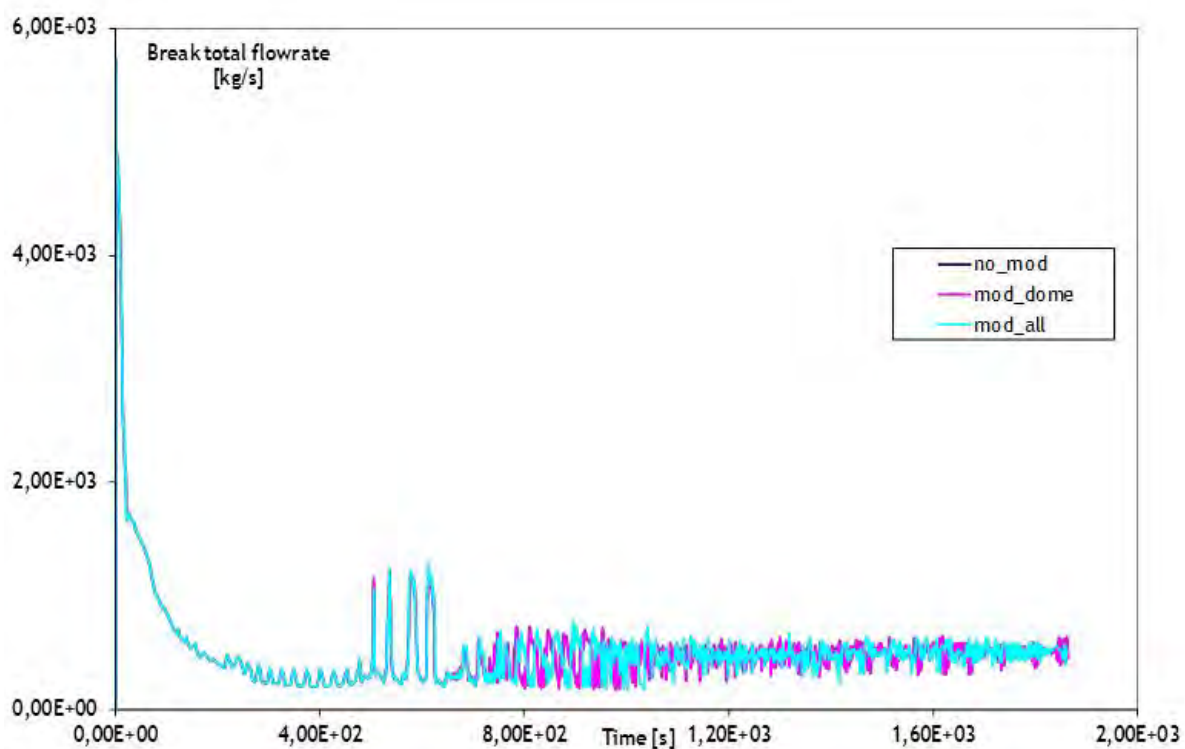


Fig.7: Break flowrate

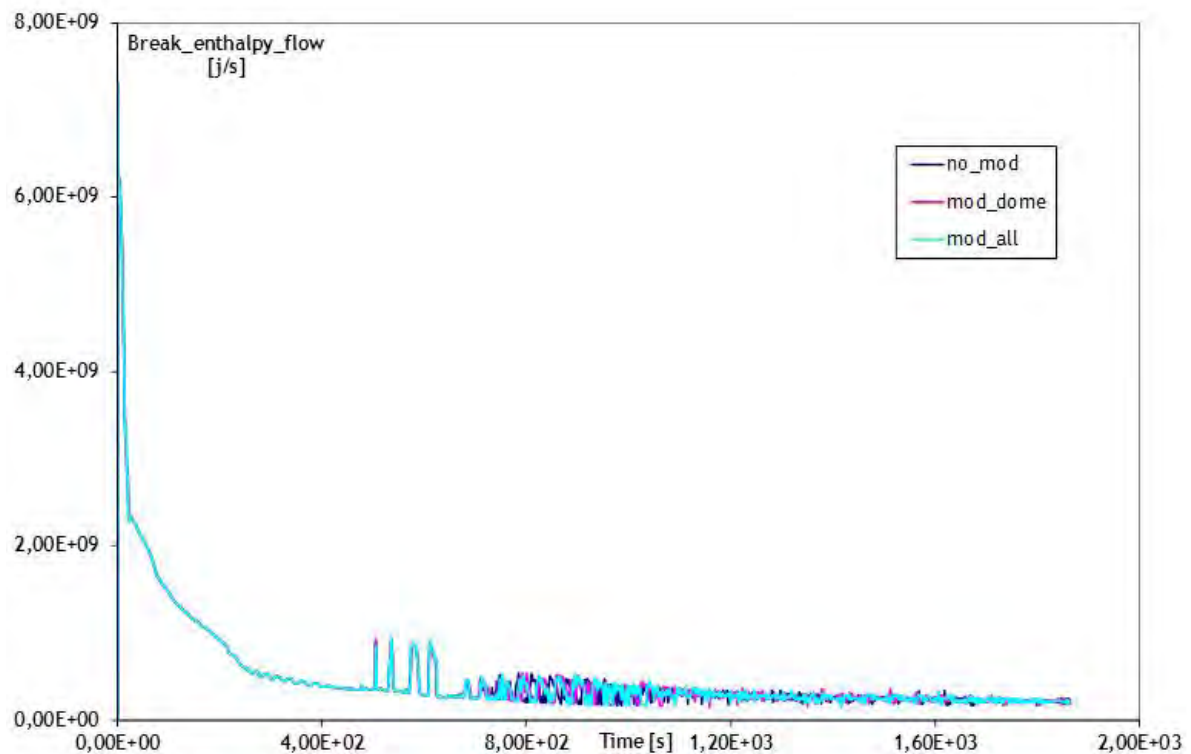


Fig.8: Break enthalpy flowrate

As expected, the CSS efficiency increases with the use of the PWRPRZ keyword and the containment pressure decreases more rapidly in the mod_all respect to the no_mod and mod_dome. There is no other significant effect.

5.2. 3"LOCA CL2 WITHOUT IS AND WITH CSS

The 3" LOCA in CL2 without SI intervention is simulated with the CATHARE V2.5_1 mod 8.1 modified by IRSN with the introduction of two masks to describe SGs and PRZ behaviour. This transient was also simulated with the SOFIA simulator and with CPA [3]. The initial conditions adopted for the transient are reported in Table 1.

For this transient we assumed the following events:

1 Malfunctions

Safety Injections: MHSI and LHSI are unavailable;

2 Automatism

- Pressurizer discharge safety valve blockage if $P_{PRZ} < 139.5$ bar;
- Stop of pressurizer heaters if the PRZ level $< 16\%$;
- Reactor scram and turbine isolation if $P_{PRZ} < 131.0$ bar;
- MFW blockage if the mean temperature of the primary coolant system is less than 303°C ;
- Start-up of AFW, with constant flowrate equals to 17 kg/s, if $P_{PRZ} < 121.0$ bar or with the stop of MFW;

- Closure of MSIV when $P_{PETY} > 1.7$ bar;
- CSS intervention when $P_{ETY} = 2.6$ bar;
- End of the transient 30 minutes after the CSS intervention.

In Table 3 is reported the events chronology for the transients simulated with the CATHARE code and the SOFIA simulator.

Table 3: Events chronology

Events	Time [s]	
	Cathare code	SOFIA DPY
PORV blockage	14.8	14.3
Heaters PRZ stop	17.5	-----
Reactor scram- Turbine isolation	21.8	18.0
IS intervention signal	30.0 ($P_{PRZ} < 131$ bar)	23 ($P_{PRZ} < 131$ bar)
MFW blockage	28.6	25.0
Start AFW	28.7	25.0
Isolation vapour	325	1409
Signal intervention CSS	1598	-----
End transient	3398	-----

In the Figures 9 – 12 are reported respectively, the pressurizer and containment pressure, the break flowrate and the break enthalpy flowrate obtained for the three different models depending on the use of the PWRPRZ keyword:

- no_mod: the PWRPRZ keyword is not used for the containment;
- mod_dome: in the containment, the PWRPRZ keyword is used for the “dome” volume;
- mod_all: the PWRPRZ keyword is used for every volumes of the containment.

CPA is widely used at IRSN to evaluate the containment behaviour, which is why we consider this code as the reference. Hence, we also recall on the following figures, CPA results for this transient [5].

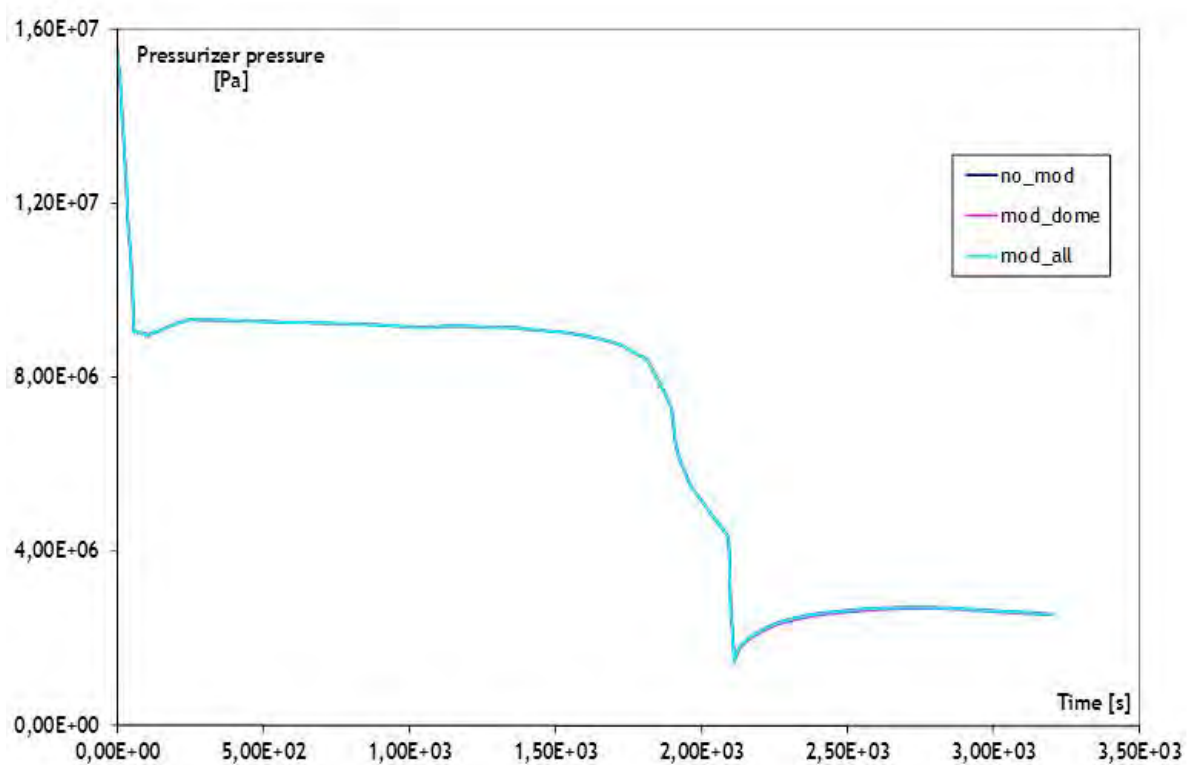


Fig. 9: Pressurizer pressure

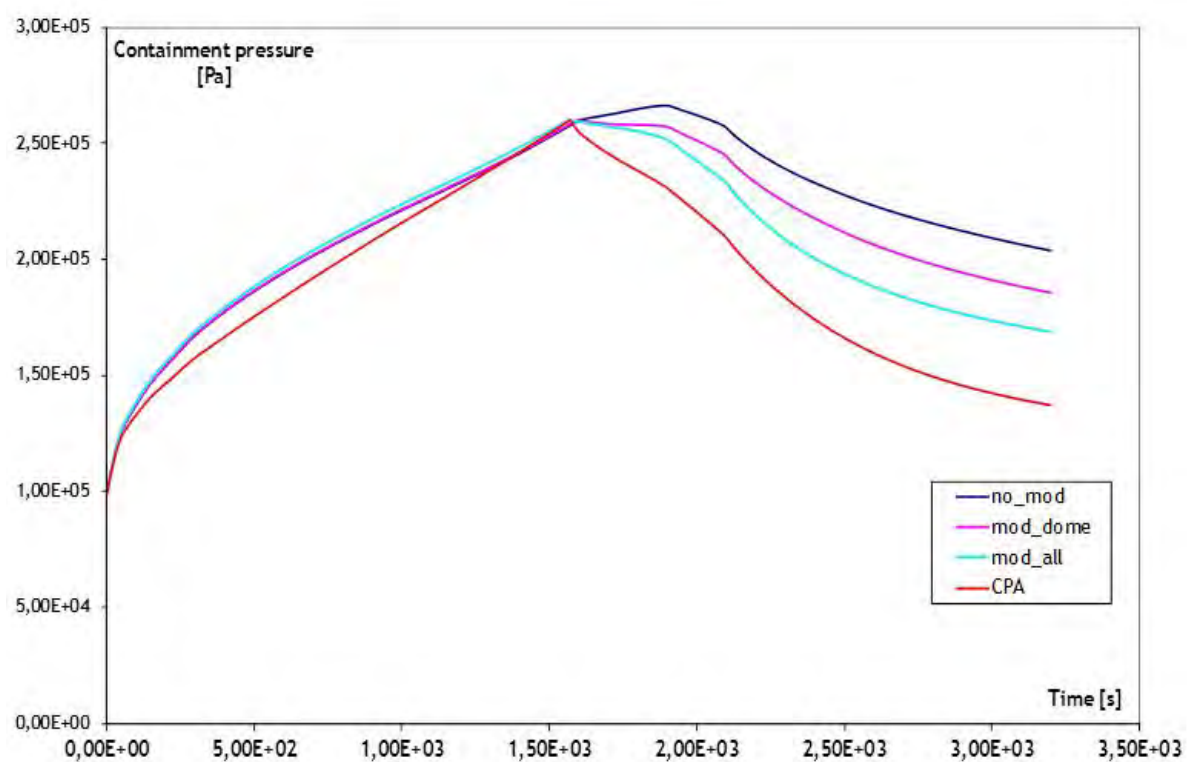


Fig.10: Containment pressure

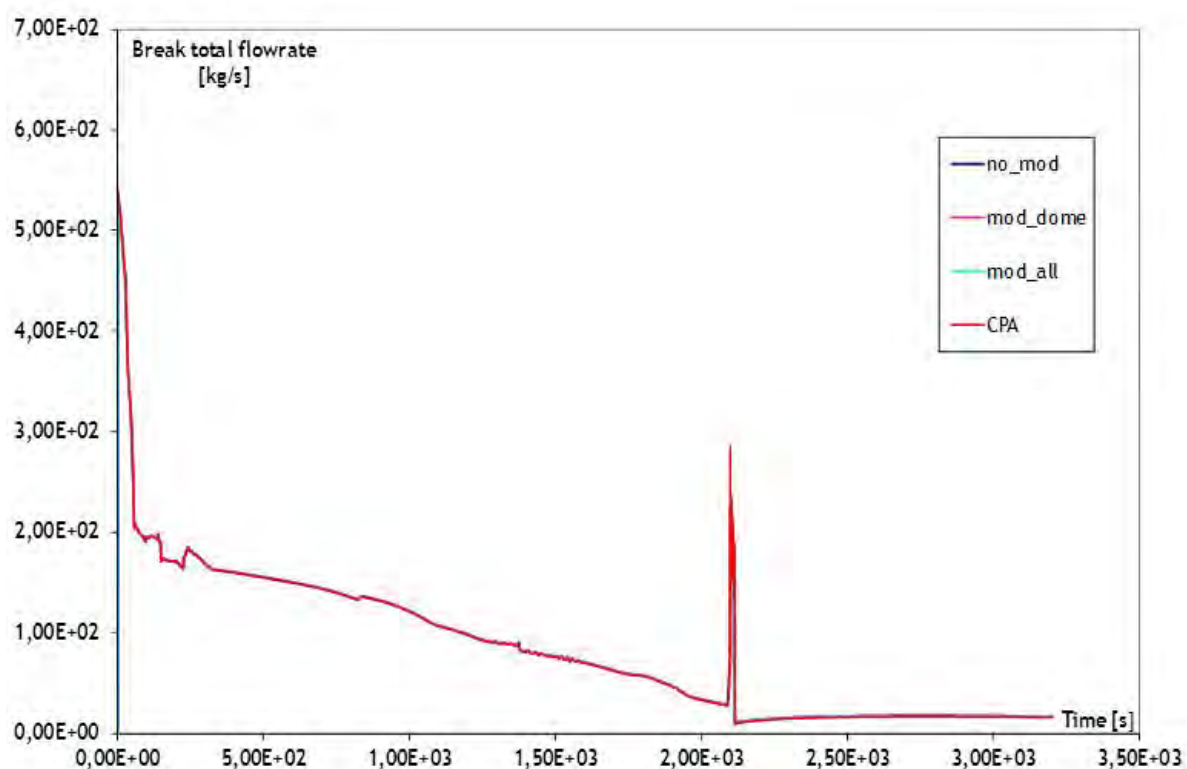


Fig.11: Break flowrate

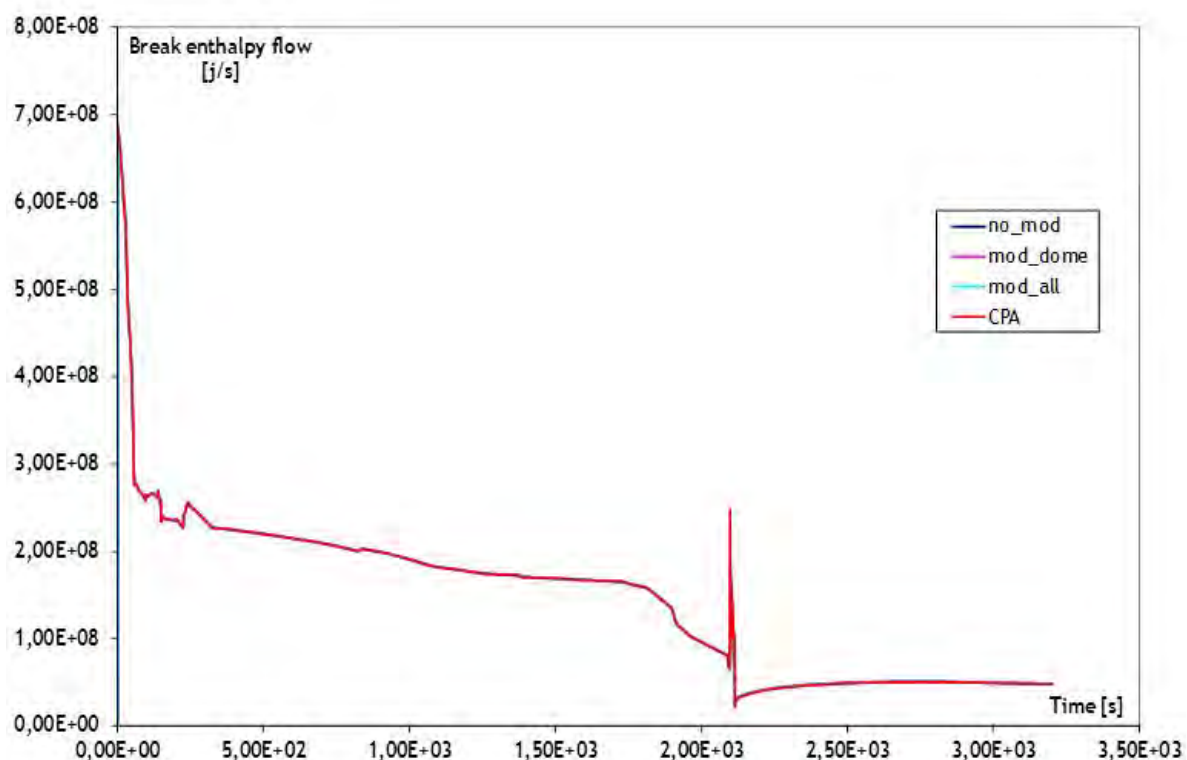


Fig.12: Break enthalpy flowrate

As you can see in Table 3, for the Cathare transient the MSIV closure signal occurs at 325 s when $P_{ETY} > 1.7$ bar. For SOFIA this signal occurs at 1409 s. The $P_{ETY} = 2.6$ bar at 1598 s for the Cathare transient; this value is never reached with SOFIA

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione PAR2011-ENEA- L1B1 -020	Rev. 0	Distrib.	Pag. 18	di 23
---	--	------------------	-----------------	-------------------	-----------------

As consequence, we could be conclude that the containment pressure is underestimate in SOFIA. For this principal reason the IRSN researcher's work to replace the current containment building model in the SOFIA, because here it has a big impact on the MSIV closure.

Finally, for the different nodalizations employed, the relevant difference is presented by the pressure containment. Indeed, at time equal to 1598 s the containment pressure reaches the CSS intervention value (2.6 bar). After the CSS intervention, the containment pressure decreases more rapidly in the mod_all respect to the no_mod and mod_dome.

As expected, the CSS efficiency increases with the use of the PWRPRZ keyword and the containment pressure decreases more rapidly in the mod_all respect to the no_mod and mod_dome. There is no other significant effect.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione PAR2011-ENEA- L1B1 -020	Rev. 0	Distrib.	Pag. 19	di 23
---	--	------------------	-----------------	-------------------	-----------------

6. CONCLUSIONS

This document contains the results of the second part of the activity conducted, in the framework of the collaboration between ENEA and IRSN, with the aim of doing development and validation of the SOFIA simulator [1].

This work is devoted to improve one of the models of the 4-loop 1300 MWe SOFIA configuration integrating the CATHARE 2 code containment building model. Is necessary to remind that during a LOCA there is a large amount of steam released in the containment. On the other hand, we saw in this document the huge effect of the containment spray system on the containment pressure.

Our comparisons show a good agreement between CATHARE and CPA during the containment compression phase but, despite our efforts to model the containment with CATHARE, we can't properly model the containment spray system (at least if, as in this work, we stick to standard directives).

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione PAR2011-ENEA- L1B1 -020	Rev. 0	Distrib.	Pag. 20	di 23
---	--	------------------	-----------------	-------------------	-----------------

7. REFERENCES

- [1] ENEA; IRSN: STC Agreement n 03, VALIDATION AND DEVELOPMENT ACTIVITY OF THE SOFIA SIMULATOR;
- [2] Bestion D., G. Geffraye, The CATHARE code, CEA, Grenoble (F), Apr. 2002;
- [3] I. Dor, O. Antoni, V. Figeroui, CATHARE 2 V2.5 – 1 Description of the volume (OD) module, SSTHILDASIEMI2005-037, FEVRIER 2006.
- [4] W. Klein-Heßling, B. Schwinges, ASTEC V0 CPA Module Program Reference Manual Rev 0, ASTEC-V0/DOC/01-34.
- [5] E. Leclerc, Fiche de synthèse de résultat sur les brèches TGB_1.1 et GB_2.1.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione PAR2011-ENEA- L1B1 -020	Rev. 0	Distrib.	Pag. 21	di 23
---	--	------------------	-----------------	-------------------	-----------------

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione PAR2011-ENEA- L1B1 -020	Rev. 0	Distrib.	Pag. 22	di 23
---	--	------------------	-----------------	-------------------	-----------------

ALL.1: Analisi di uno Station Blackout: Risposta di un Tipico PWR e Studio su Possibili Azioni dell'Operatore (UNIFI)



CIRTEN

Consorzio Interuniversitario per la Ricerca TEcnologica Nucleare

UNIVERSITY OF PISA

S. PIERO A GRADO NUCLEAR RESEARCH GROUP

STATION BLACKOUT ANALYSIS: TYPICAL PWR RESPONSE AND INVESTIGATION ON POSSIBLE OPERATOR ACTIONS

Autori

M. Lanfredini

M. Cherubini

F. D'Auria

CERSE-UNIPR RL 1507/2012

PISA, 31 July 2012

Lavoro svolto in esecuzione dell'Attività LP1-B1a
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"



List of Content

List of Content	4
List of Figures	5
List of Tables	6
List of Abbreviations	7
Summary	8
1 Introduction	9
1.1 Structure of the report	9
2 Adopted code description: RELAP5-3D	10
3 Description of the RELAP5-3D nodalization of the plant	11
3.1 Improvement in primary side and secondary side modeling	11
4 Steady state achievement	20
5 Obtained results	21
5.1 Base case	21
5.2 Preliminary study of an optimized operator actions	27
6 Conclusions and possible future activities	35
References	36
Curriculum Scientifico del Gruppo di Lavoro	37



List of Figures

Figure 2 – RPV nodalization	12
Figure 3 – Loop 1 nodalization, PS.....	13
Figure 4 – Loop 2 nodalization, PS.....	14
Figure 5 – Loop 3 nodalization, PS.....	15
Figure 6 – Loop 4 nodalization, PS.....	16
Figure 7 – Secondary Side 1 and 2 nodalization	17
Figure 8 – Secondary Side 2 and 3 nodalization	18
Figure 8 – FW Tank nodalization	19
Figure 9 –PRZ Pressure, base case.....	21
Figure 10 – PRZ Level, base case	22
Figure 11 – Accumulators, base case	23
Figure 12 –SGs Pressure, base case.....	23
Figure 13 – SGs Collapsed Water Level, base case	24
Figure 14 –Reactor and SG exchanged Power, base case	25
Figure 15 – FW lines mass flow, base case	25
Figure 16 - FW Tank Level, base case	26
Figure 17 – PCT, base case.....	26
Figure 18 – PRZ Pressure, operator action	28
Figure 19 – Accumulator mass flow, operator action	29
Figure 20 – PRZ Level, operator action.....	30
Figure 21 – SGs Pressure, operator action	31
Figure 22 – SGs Level, operator action	31
Figure 23 – FW mass flow rate, operator action	32
Figure 24- FW Tank Level, operator action	32
Figure 25 – Reactor and SG exchanged power, operator action.....	33
Figure 26 – PCT, operator action	33



List of Tables

Table 1 - ESF set points.....	11
Table 2 – Typical PWR: obtained steady state values	20
Table 3 – Sequence of Main Events, base case	27
Table 4 – Operator Action Timing	27
Table 5 – Sequence of main events, operator action.....	34



List of Abbreviations

CL	Cold Leg
ESF	Engineering Safety Feature
FW	Feed water
HL	Hot Leg
LOCA	Loss Of Coolant Accident
MCP	Main Coolant Pump
MSIV	Main Steam Isolation Valve
NPP	Nuclear Power Plant
PCT	Peak Cladding Temperature
PRZ	Pressurizer
PS	Primary Side
RPV	Reactor Pressure Vessel
RPV	Reactor Pressure Wessel
RV	Relief Valve
SBLOCA	Small Break LOCA
SBO	Station Black Out
SG	Steam Generator
UNIFI	University of Pisa



CIRTEN

Consorzio Interuniversitario per la Ricerca TEcnologica Nucleare

Summary

After Fukushima accident, a rising attention is posed on the strategy to cope with a station black out event. This report illustrates a preliminary study of a possible countermeasures applicable to a PWR.

Since the course of the accident is strongly influenced by the amount of water available in the steam generators the proposed strategy aims at maximizing the use of available water reservoir connected to the SG. Namely specific operator actions are tested to made usable mass of water stored inside the FW tank as to passively feed the SG guaranteeing their capabilities of cool down the reactor.

Two calculations are performed: the base case without any operator action and a second one with an Accident Management strategy in order to recover time to implement possible long term and continuative solutions.



1 Introduction

After Fukushima accident, a rising attention is posed on the strategy to cope with a station black out event. This report illustrates a preliminary study of a possible countermeasures applicable to a PWR.

Since the course of the accident is strongly influenced by the amount of water available in the steam generators the proposed strategy aims at maximizing the use of available water reservoir connected to the SG. Namely specific operator actions are tested to made usable mass of water stored inside the FW tank as to passively feed the SG guaranteeing their capabilities of cool down the reactor.

Two calculations are performed: the base case without any operator action and a second one with an Accident Management strategy in order to recover time to implement possible long term and continuative solutions.

1.1 *Structure of the report*

The report has four main chapters. Chapter three describes the nodalization used for the calculations, chapter four reports the obtained Steady State values. Chapter five reports and analyze the results of the calculations and chapter six fixes the conclusion and ideas for possible further investigation on the topic.



2 Adopted code description: RELAP5-3D

The selected code adopted to perform the analyses included in the present report is RELAP5-3D.

The RELAP5 series of codes has been developed at the Idaho National Laboratory (INL) under sponsorship of the U.S. Department of Energy, the U.S. Nuclear Regulatory Commission, members of the International Code Assessment and Applications Program (ICAP), members of the Code Applications and Maintenance Program (CAMP), and members of the International RELAP5 Users Group (IRUG). Specific applications of the code have included simulations of transients in light water reactor (LWR) systems such as loss of coolant, anticipated transients without scram (ATWS), and operational transients such as loss of feedwater, loss of offsite power, station blackout, and turbine trip. RELAP5-3D©, the latest in the series of RELAP5 codes, is a highly generic code that, in addition to calculating the behavior of a reactor coolant system during a transient, can be used for simulation of a wide variety of hydraulic and thermal transients in both nuclear and nonnuclear systems involving mixtures of vapor, liquid, non-condensable gases, and nonvolatile solute.

The RELAP5-3D© code is based on a non-homogeneous and non-equilibrium model for the two-phase system that is solved by a fast, partially implicit numerical scheme to permit economical calculation of system transients. The objective of the RELAP5-3D© development effort from the outset was to produce a code that included important first-order effects necessary for accurate prediction of system transients but that was sufficiently simple and cost effective so that parametric or sensitivity studies were possible.

The code includes many generic component models from which general systems can be simulated. The component models include pumps, valves, pipes, heat releasing or absorbing structures, reactor kinetics, electric heaters, jet pumps, turbines, separators, annuli, pressurizers, feedwater heaters, ECC mixers, accumulators, and control system components. In addition, special process models are included for effects such as form loss, flow at an abrupt area change, branching, choked flow, boron tracking, and non-condensable gas transport.

The system mathematical models are coupled into an efficient code structure. The code includes extensive input checking capability to help the user discover input errors and inconsistencies. Also included are free-format input, restart, renodalization, and variable output edit features. These user conveniences were developed in recognition that generally the major cost associated with the use of a system transient code is in the engineering labor and time involved in accumulating system data and developing system models, while the computer cost associated with generation of the final result is usually low (ref. [1]).



3 Description of the RELAP5-3D nodalization of the plant

The analysis was performed adopting Relap5-3D code using as a base input the sample case “typwr3d1.i” in order to avoid proprietary data issue. The selected input describes a typical four loop PWR with 3 loops collapsed, developed for SBLOCA calculation. For this reason the secondary side was roughly modelled and some details were completely missing (e.g. FW lines, FW tank, SG relief valves, etc.).

Many modifications both on TH and logical input deck sections have been implemented to make the nodalization suitable for the purpose of the present evaluation. Moreover a more accurate (i.e. closer to typical PWR data) and numerically stable steady state conditions were reached.

3.1 Improvement in primary side and secondary side modeling

To correctly implement the proposed strategy all the 4 loop have been modeled in order to simulate the behavior of all four SG independently. The steam lines were modeled by a PIPE component and to which the SG relief valves, modeled via TRIP VALVES with hysteresis, were connected. Two relief valves were modeled in each SG, where one valve was equivalent to three valves.

The SG play a crucial role in the SBO scenario, hence a correct prediction of their behavior is of a major importance. Following good nodalization practices (ref. [1] and ref. [4]) a sliced approach between SG down comer and SG riser was recovered splitting the DC in four volumes. Namely SG DC and riser are modeled by two parallel PIPE whose internal subdivision is equal for both components.

The turbine was modeled by four TIME DEPENDENT VOLUME in which the same TH conditions were set.

The FW system is not detailed represented however related piping and tanks are included in the model.

Due to the long lasting transient, the nodalization has been optimized to achieve fast computational response. Namely real time simulation can be performed running the code on a PC.

The following table reports the ESF expected to intervene in this transient together with their set points.

	Opening point	set	Closure set point
	(MPa)		(MPa)
PRZ SRV	17.20		16.00
SG valves relife	8.37		7.96
Accumulator	4.14		Based on low level signal

Table 1 - ESF set points

The following set of figures (from Figure 1 to Figure 8) shows the sketch of the nodalization.

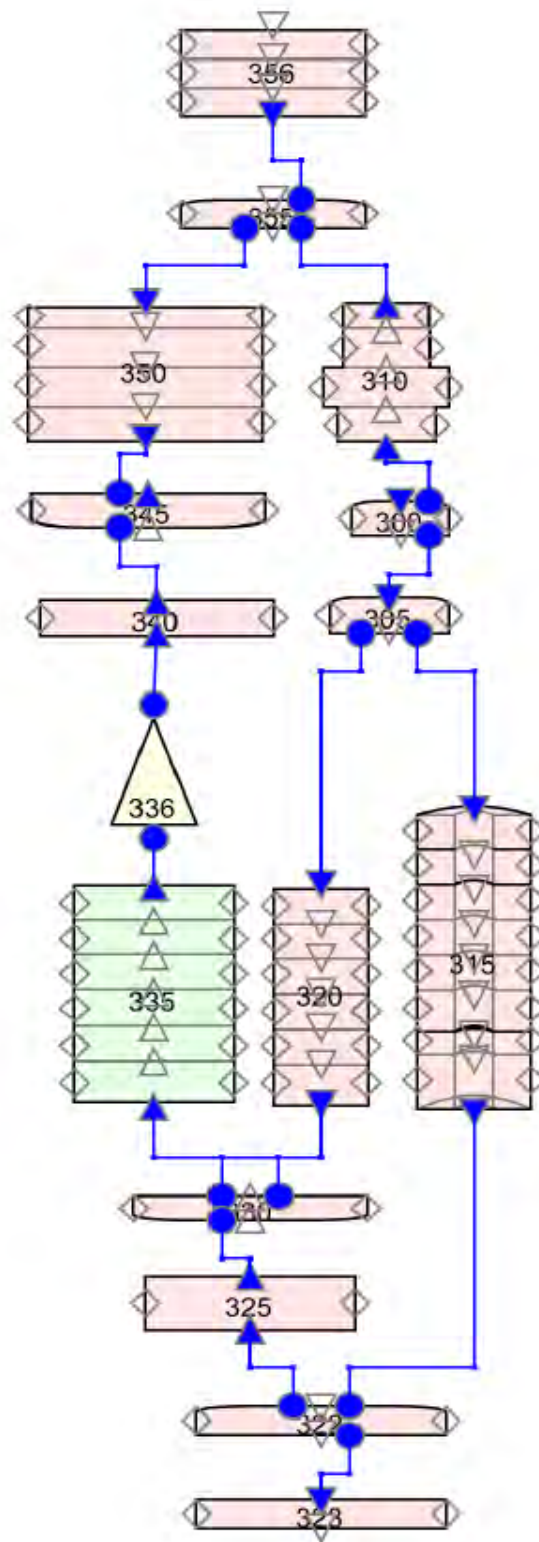


Figure 1 – RPV nodalization

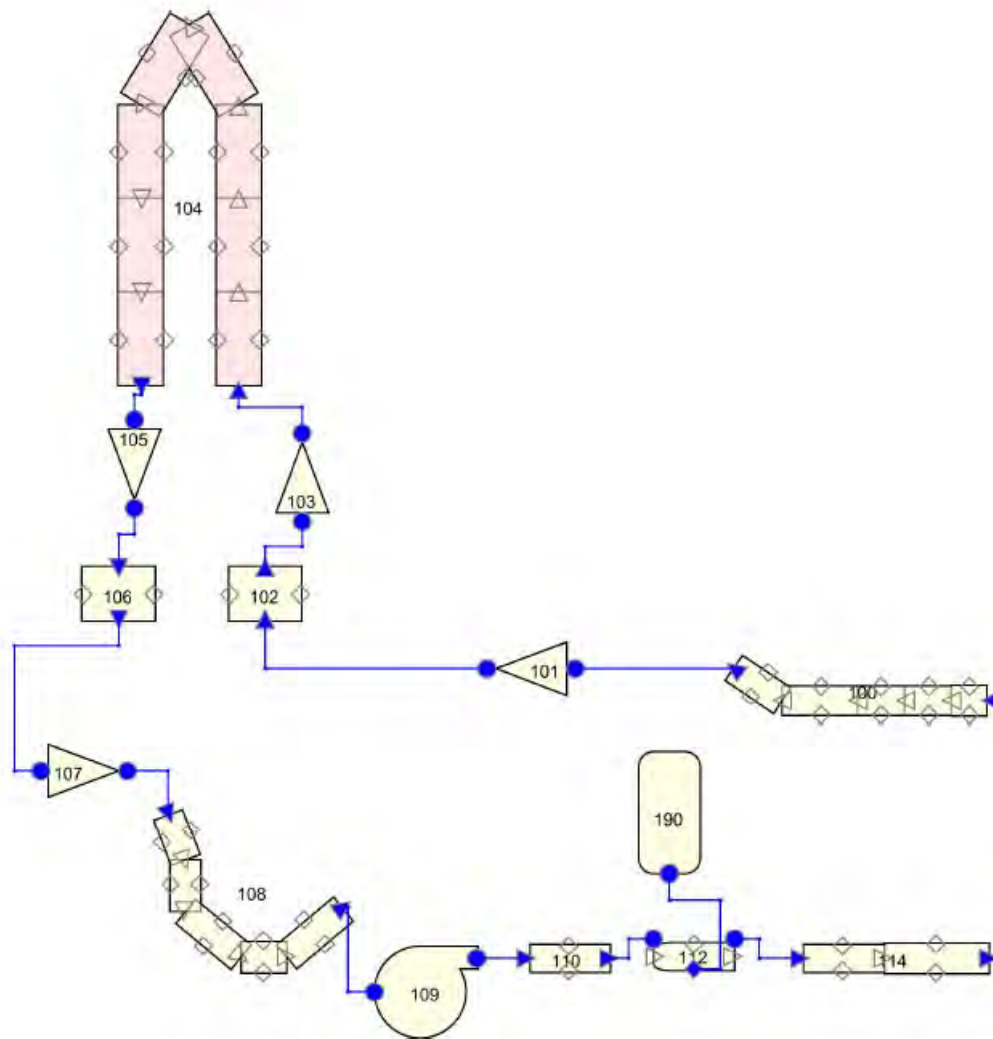


Figure 2 – Loop 1 nodalization, PS



CIRTEN

Consorzio Interuniversitario per la Ricerca Tecnologica Nucleare

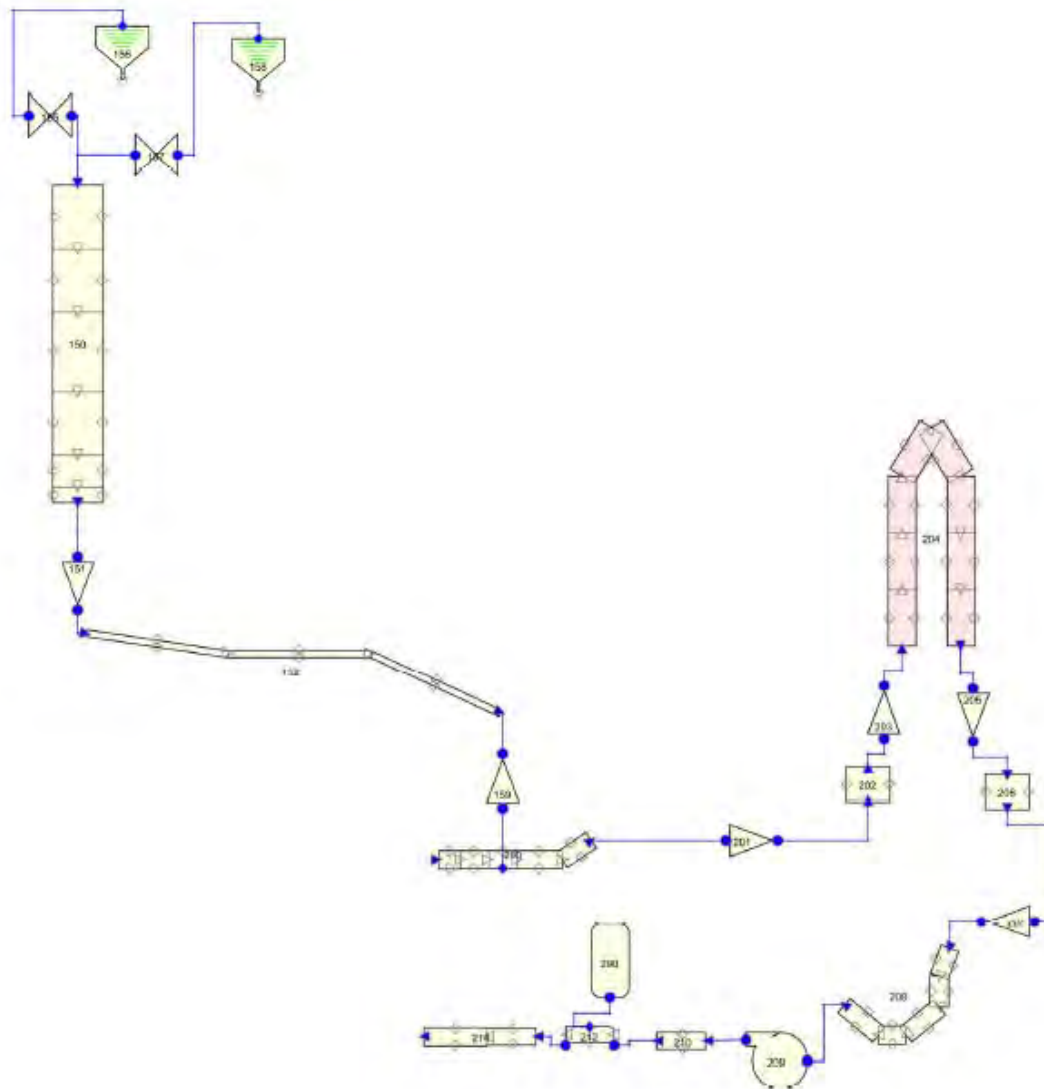


Figure 3 – Loop 2 nodalization, PS

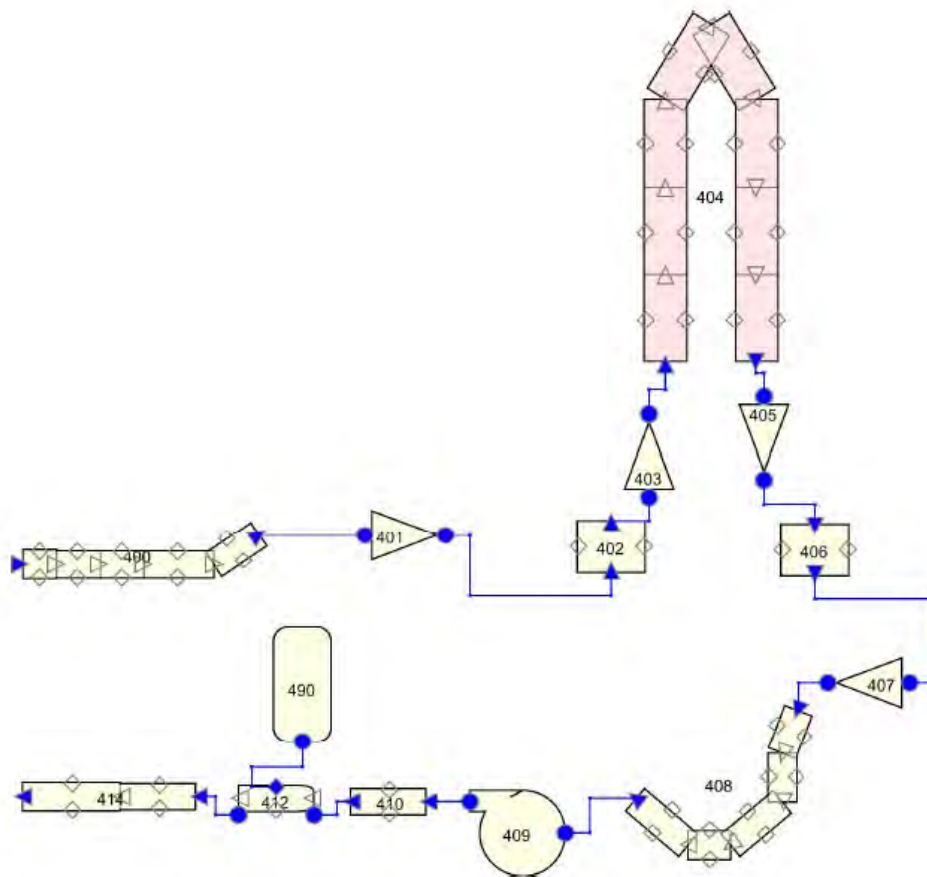


Figure 4 – Loop 3 nodalization, PS

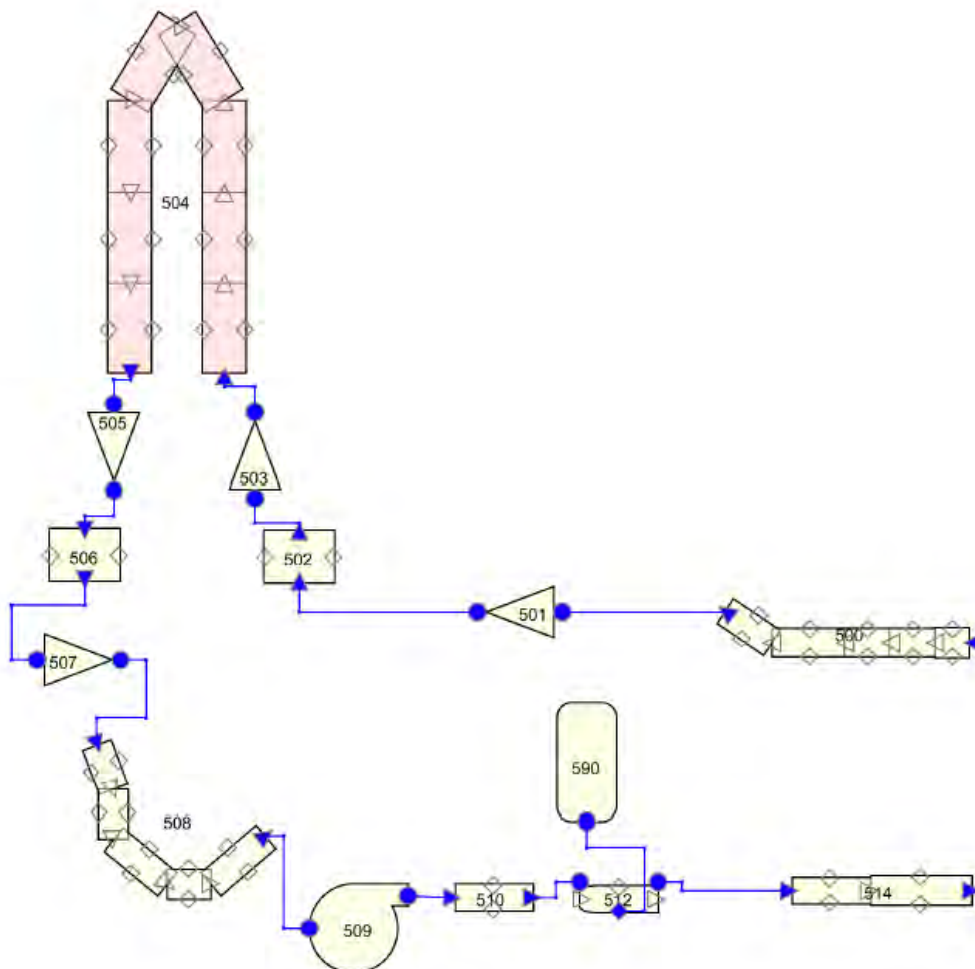


Figure 5 – Loop 4 nodalization, PS



CIRTEN

Consorzio Interuniversitario per la Ricerca Tecnologica Nucleare

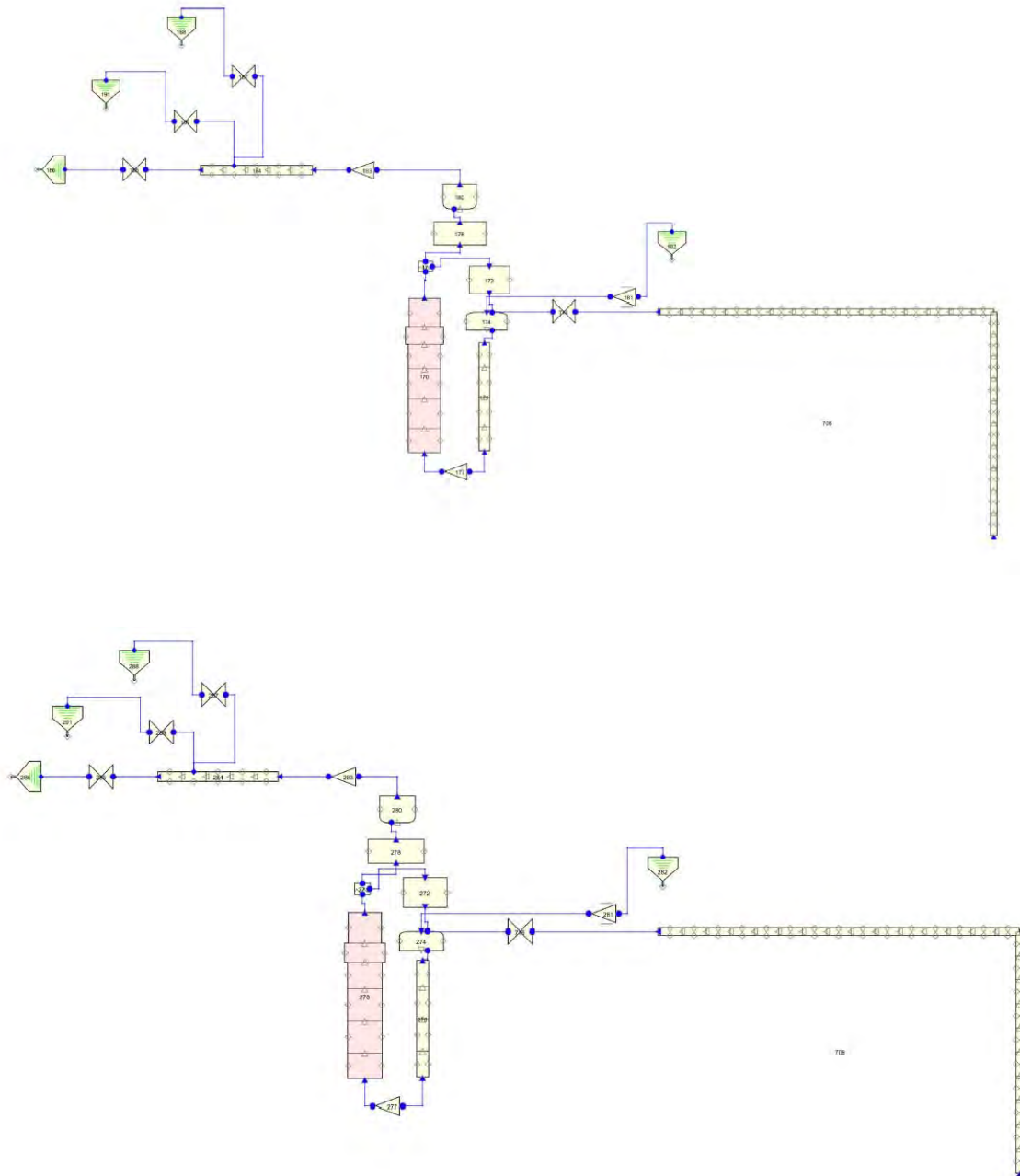


Figure 6 – Secondary Side 1 and 2 nodalization

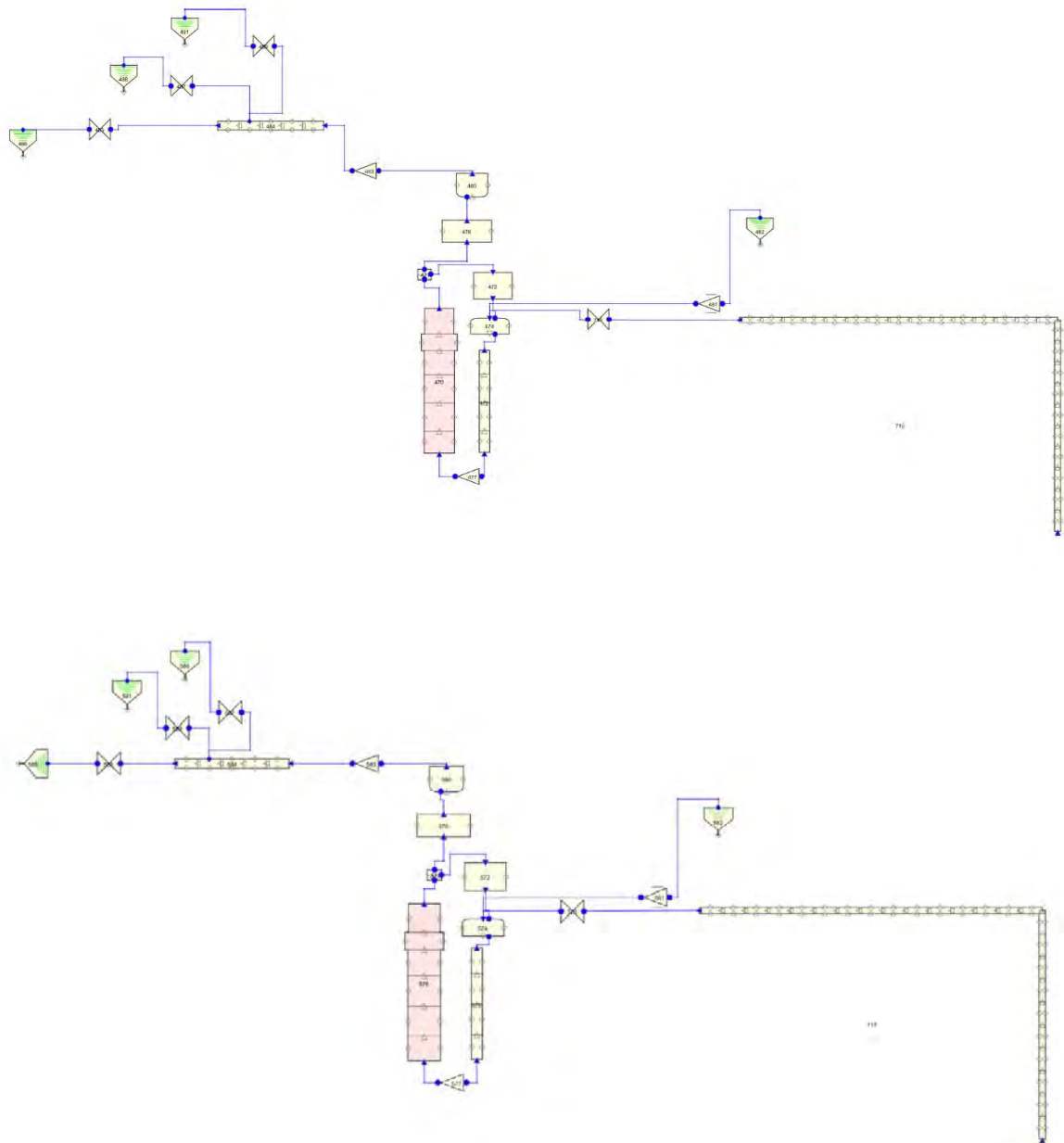


Figure 7 – Secondary Side 2 and 3 nodalization



CIRTEN

Consorzio Interuniversitario per la Ricerca TEcnologica Nucleare

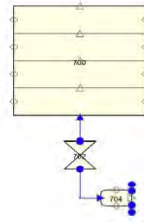


Figure 8 – FW Tank nodalization



4 Steady state achievement

During the SS phase the FW system is simplified with a TIME DEPENDENT JUNCTION and a TIME DEPENDENT VOLUME.

The FW mass flow rate is constantly equal to the steam mass flow rate flowing through the Main Steam Isolation Valve (MSIV), in order to ensure a correct balance of the SG inventory.

The PRZ pressure is controlled during the first part of the SS procedure and the initialization of the PRZ level was tuned to obtain typical PWR values.

A satisfactory steady state is reached in 200 seconds running a 'null' transient. The following table reports the obtained steady state parameters.

Parameter	Unit	SS Value
Reactor Power	MW	3600.00
SG exchanged power	MW	3599.01
Pressurizer pressure	bar	154.86
Pressurizer level	m	6.98
Hot leg temperature	K	607.55
Cold leg temperature	K	573.56
Hot leg 1 mass flow rate	Kg/s	4306.30
Hot leg 2 mass flow rate	Kg/s	4305.00
Hot leg 3 mass flow rate	Kg/s	4306.30
Hot leg 4 mass flow rate	Kg/s	4306.30
Core mass flow rate	Kg/s	17223.90
SG pressure	bar	65.54
SG level	m	12.17
FW temperature	K	493.43
Main steam SG 1	Kg/s	491.12
Main steam SG 2	Kg/s	490.14
Main steam SG 3	Kg/s	491.12
Main steam SG 4	Kg/s	491.12
Main steam mass flow rate	Kg/s	1963.50
SS reached in 200 s		

Table 2 – Typical PWR: obtained steady state values



5 Obtained results

In the next two paragraphs the result of the base case, SBO without any operator action, and a SBO with preliminary operator action are illustrated.

Peak Cladding Temperature is chosen as principal calculation figure of merit. Considering the RELAP5 code capability the simulation is not reliable if core damage is predicted. Onset of core damage is supposed to occur when PCT exceeds 1500 K.

5.1 Base case

In the first case (base case) no operator actions are assumed to observe the plant behaviour in order to individuate an optimized strategy to postpone as much as possible the core damage.

The SBO occurs at 0.0 s and automatically the reactor trip is initiated, from this moment any active system of the plant became unavailable in particular the MCP and the FW pumps run down and also the auxiliary FW is unavailable.

Primary side pressure falls from the nominal value down to 12 MPa as a consequence of the scram and it stabilizes at about 13 MPa (Figure 9). After roughly 3600 s from the start of the transient, PS pressure starts to increase reaching the PRZ SRV showing a cycling trend around valve set points till the end of the simulation.

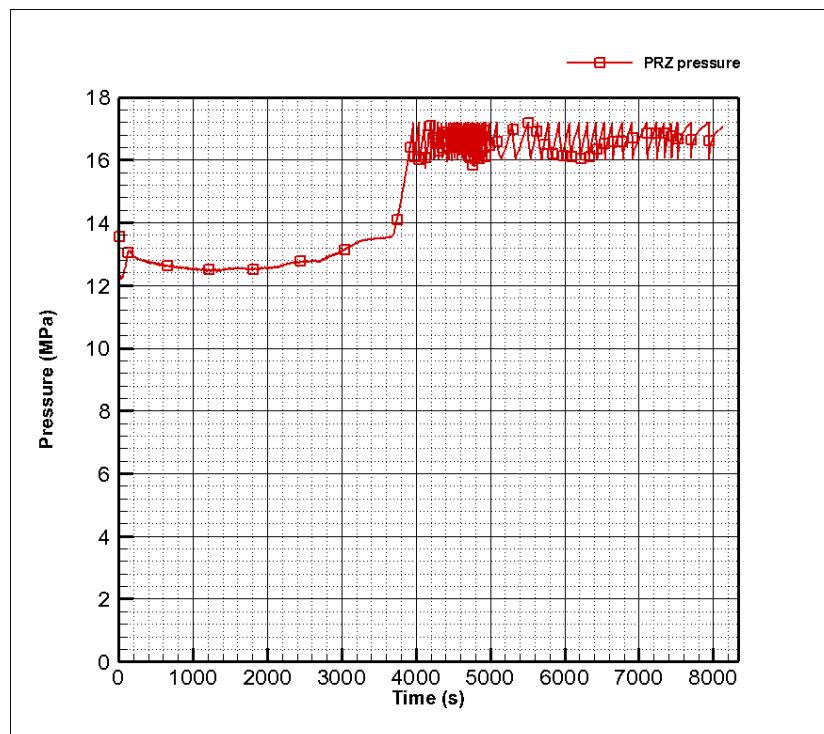


Figure 9 –PRZ Pressure, base case



After the scram PRZ level (Figure 10) falls down from 7 m to 5 m and remains stable until 3600 s when it starts to increase up to 15m for the increment of the temperature in the PS. Later on due to the multiple intervention of the PRZ SRV, the level decreases down. At 7400s from the start of the transient, the PRZ is empty.

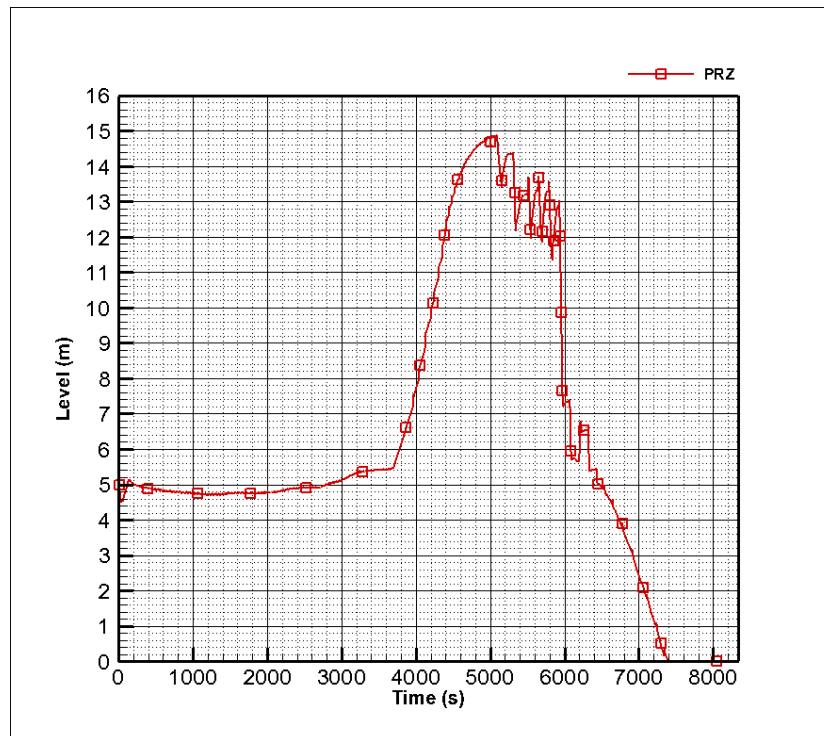


Figure 10 – PRZ Level, base case

Due to the high pressure evolution scenario, the accumulators cannot discharge their inventory in the CL, hence their contribution on cooling the reactor is not available (Figure 11).

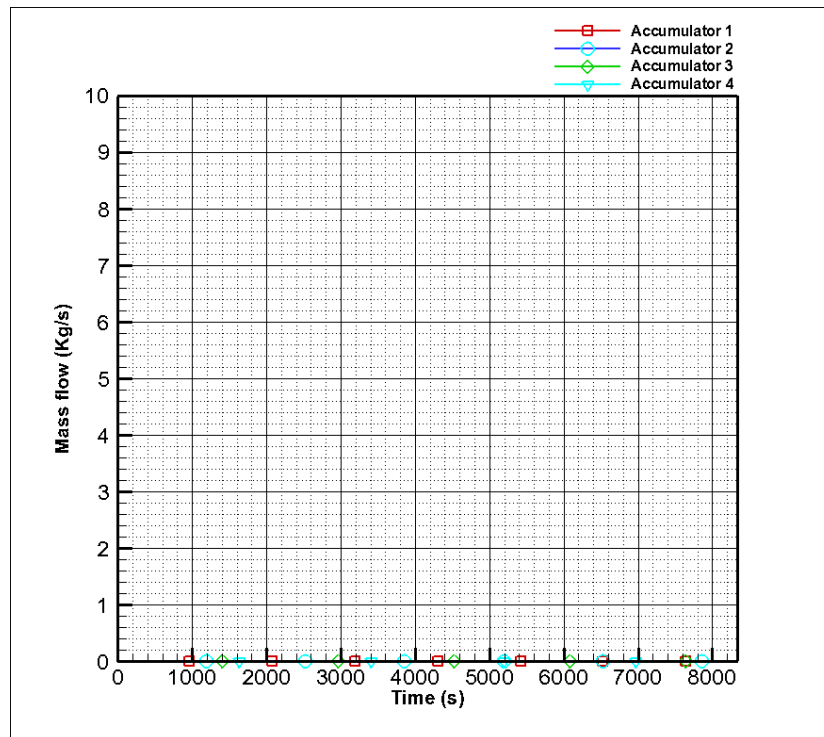


Figure 11 – Accumulators, base case

In the secondary side, after the SBO the MSIV closes so the SG pressure start to increase from 6.5 MPa and it is limited only by the SG SRV set point (Figure 12). SG SRV starts to cycle between 8.4 and 8 MPa (opening and closure set points respectively) driving the SG pressure trend.

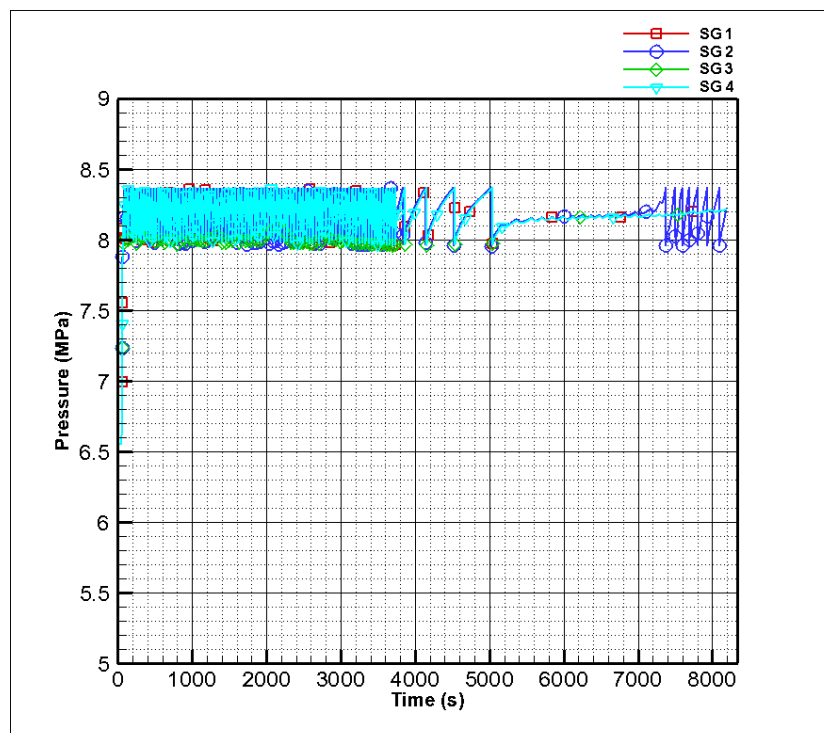


Figure 12 –SGs Pressure, base case



As a consequence of the SCRAM, SG level falls from 12m to 9.5m. Going on in the transient SG level linearly decreases. In 3600 s all SG secondary side inventory is lost, hence decay heat is not anymore extracted by the primary system.

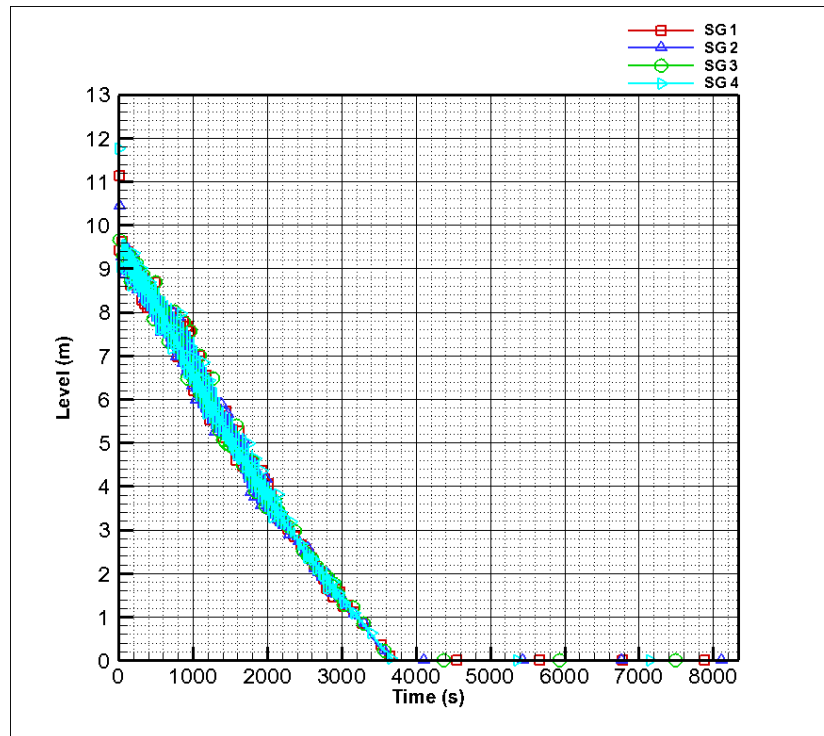


Figure 13 – SGs Collapsed Water Level, base case

Lack of primary side cooling is shown in Figure 14 which shows the unbalance between reactor and SG exchanged power.

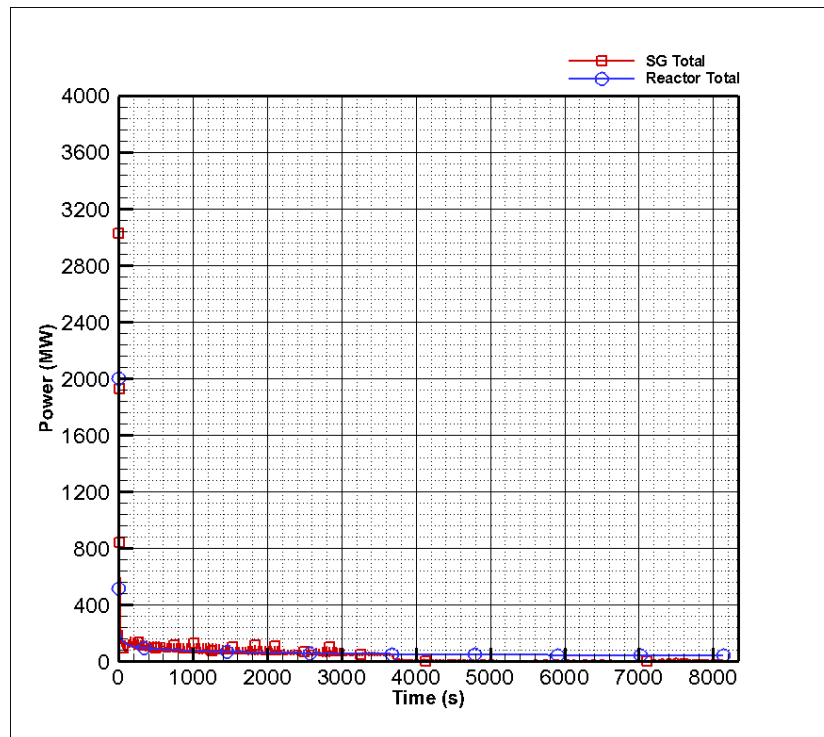


Figure 14 –Reactor and SG exchanged Power, base case

Since the high pressure in the SG and the unavailability of external power is not possible to feed the SG and to recover the heat transfer from the primary to secondary side. Figure 15 shows the lack of mass flow through the FW piping, while Figure 16 shows the FW tank level that is kept at its nominal value within the whole scenario.

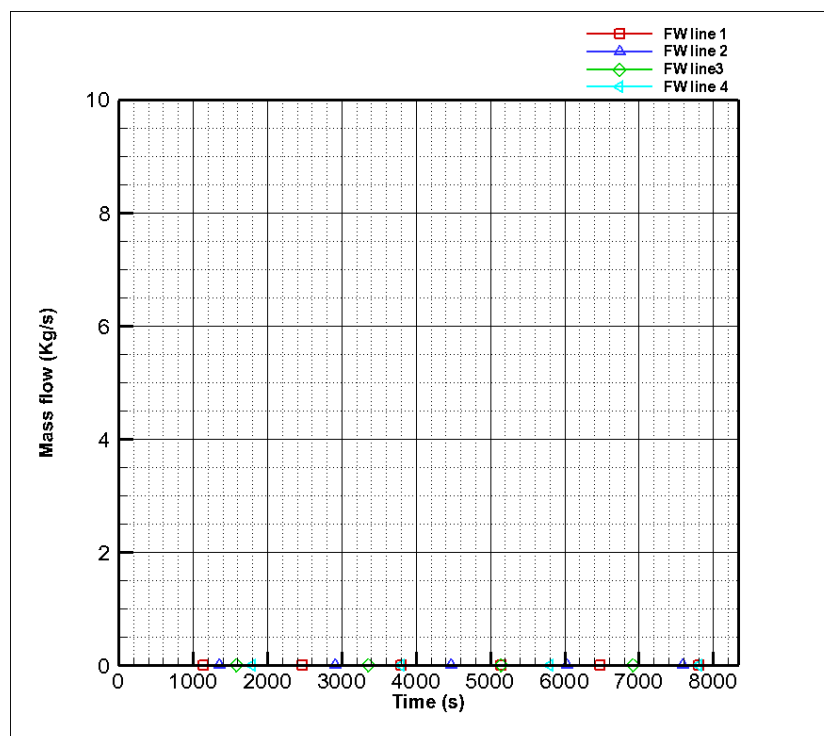


Figure 15 – FW lines mass flow, base case

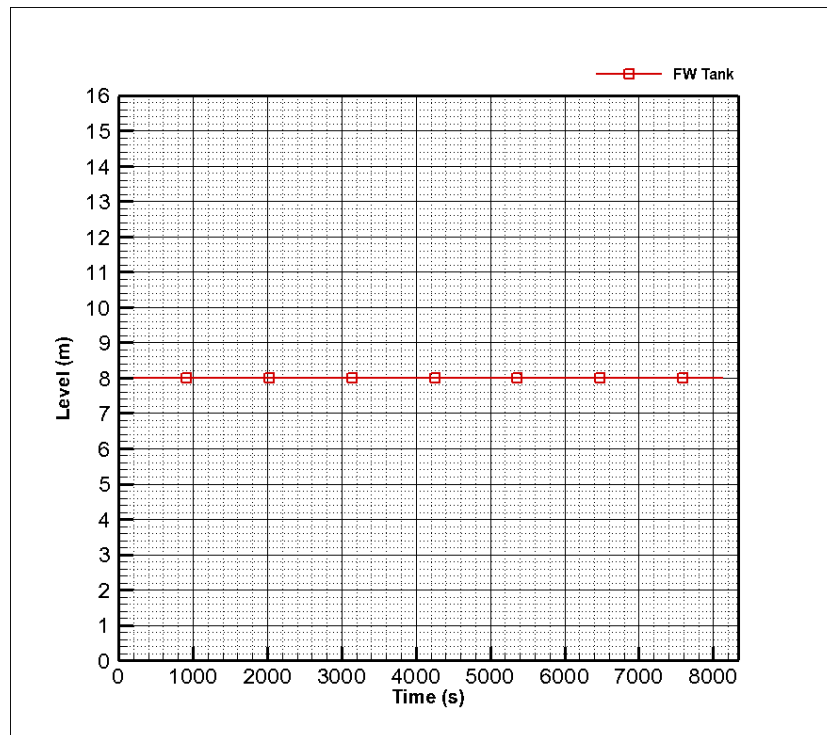


Figure 16 - FW Tank Level, base case

After 8340 s the PCT reaches 1500K, i.e. the assumed set point of core damage occurrence.

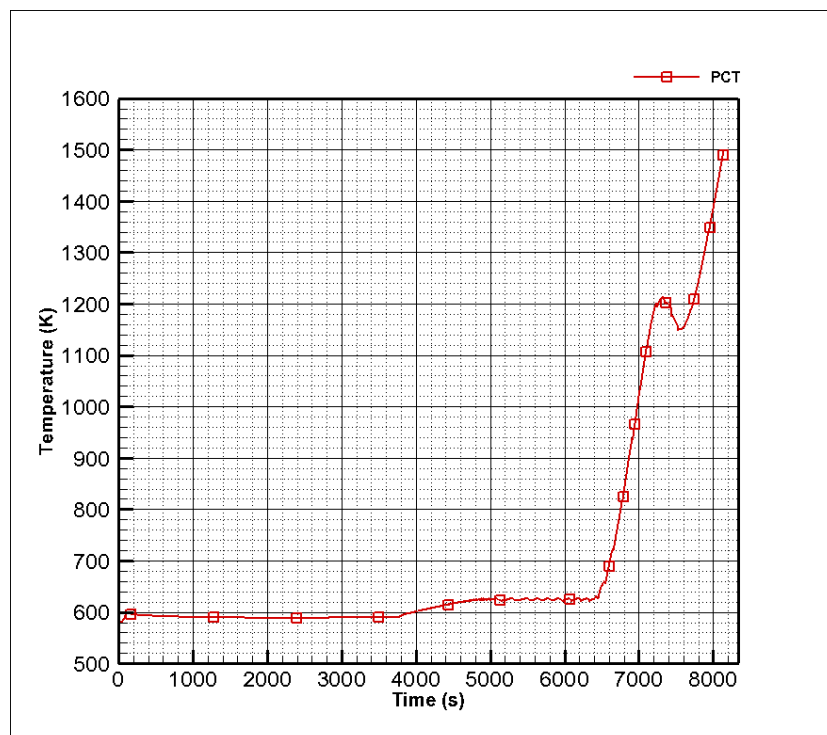


Figure 17 – PCT, base case



Table 3 lists the sequence of events related to the SBO scenario without operator action.

Time	Event	Note
0.0	SBO	Initiating event
	SCRAM	Consequence of SBO
	MSIV closure	Consequence of SBO
	Loss of FW pumps	Consequence of SBO
	Loss of MCP	Consequence of SBO
3600	PRZ SRV opening	First occurrence
	SGs empty (loss of heat sink)	
5000	Maximum PRZ level	
7400	PRZ empty	
8340	On set of core damage	Stop of simulation

Table 3 – Sequence of Main Events, base case

5.2 Preliminary study of an optimized operator actions

In the second calculation a preliminary study of a possible operator action to delay the core damage is presented. Namely is assumed that after 1800s the operator opens one SG RV in one SG and every 500s opens the same valve in another SG in order to depressurize the SS. The aim of the proposed strategy is to passively feed the SG by the water stored in the FW line and in the FW tank, whose assumed inventory is about 50 tons.

Operator action	Time (s)
Opening of one SG 1 relief valve	1800
Opening of one SG 2 relief valve	2300
Opening of one SG 3 relief valve	2800
Opening of one SG 4 relief valve	3300

Table 4 – Operator Action Timing

Obstacle of passiv feeding is caused by presence of discontinuities and by check valves (i.e. the largest pressure drop), which strongly depend upon by the reactor design. A simple configuration of the check valves considered in the nodalization is shown in Figure 8 **Errore. L'origine riferimento non è stata trovata.** and **Errore. L'origine riferimento non è stata trovata..**



The SBO occurs at 0.0 s and automatically the reactor trip is initiated, from this moment any active system of the plant became unavailable in particular the MCP and the FW pumps run down and also the auxiliary FW is unavailable.

Primary side pressure falls from the nominal value down to 12 MPa (Figure 18) as a consequence of the scram. From 1800s to 4000s the decrease rate is faster and at 12000s the accumulators could inject cold water until 21000 s (Figure 19). PS pressure remains almost stable at roughly 4 MPa until 24000. After this time it starts to increase and reaches the PRZ SRV set point at 29000 s starting cycling around its set points.

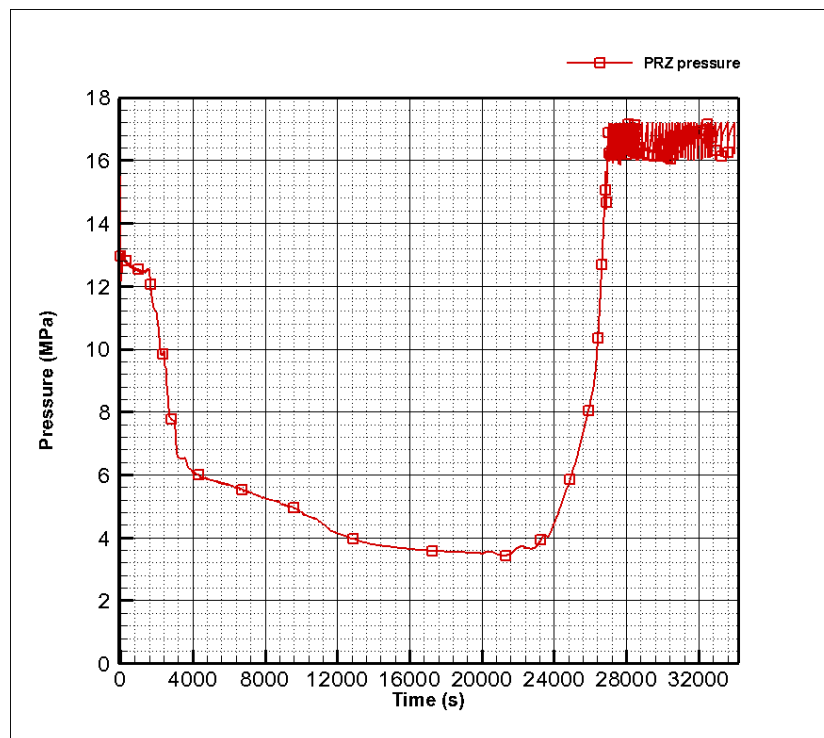


Figure 18 – PRZ Pressure, operator action

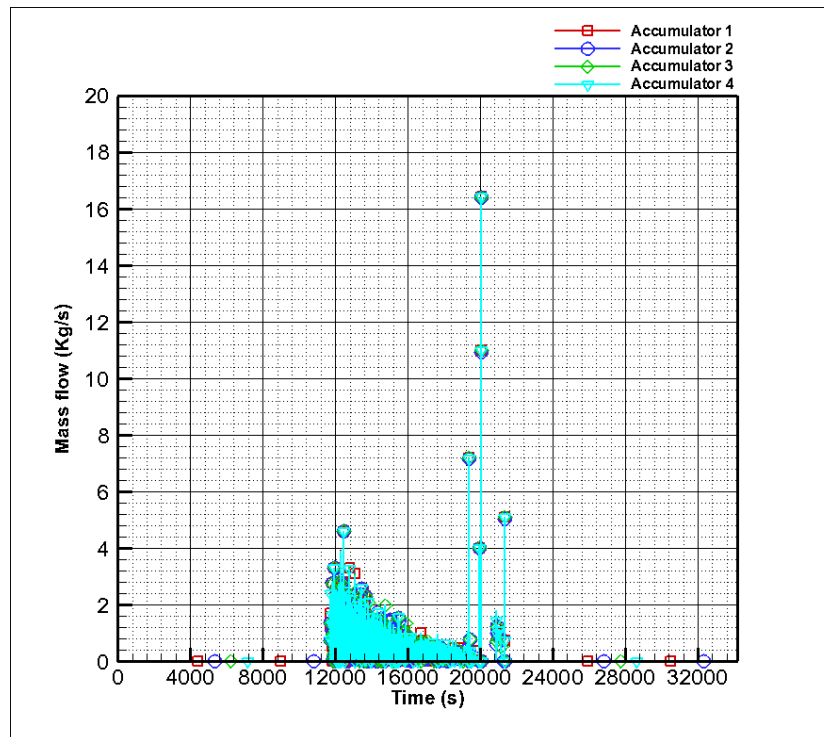


Figure 19 – Accumulator mass flow, operator action

After the scram PRZ level decrease from 7m to 5 m (Figure 20). After 1800 s the PRZ level decrease very fast due to the secondary side cooling. At 2500 s the PRZ is empty. The level starts to increase after 20000 s reaching 15 m at 28000 s and the starts to decrease again because the mass discharged through the PRZ SRV. At 32000 s the PRZ is again empty.

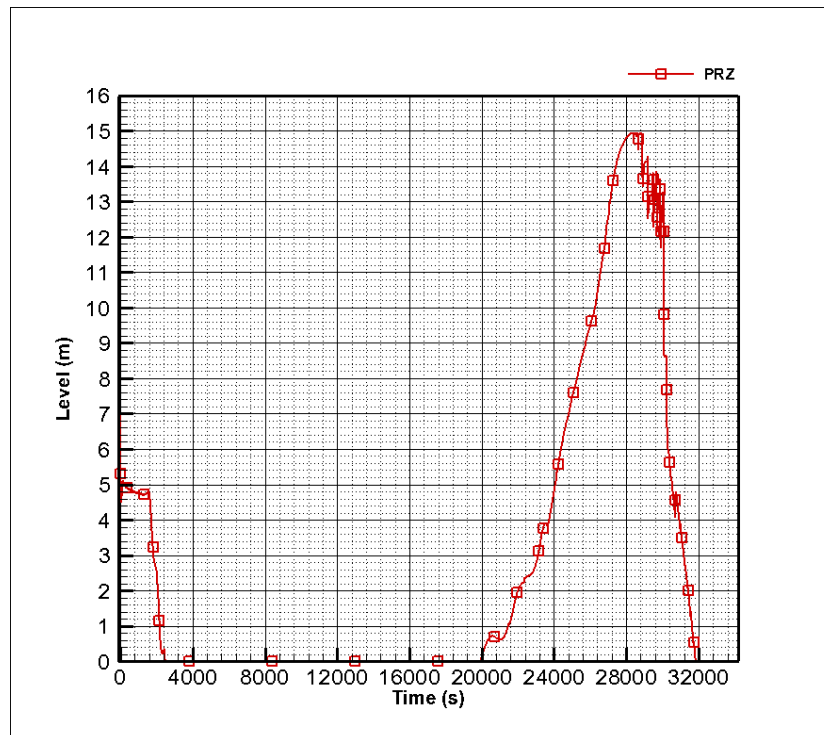


Figure 20 – PRZ Level, operator action

In the secondary side as a consequence of SBO event, the MSIV closes and pressure in SG increases up to SG RV setpoint which start to cycle until 1800 s (Figure 21). At this time the operator is supposed to open one SG RV per each SG with a delay of 500 s between two consecutive actions. When the valve is opened the pressure reaches about 0.5 MPa and after 20000 seconds atmospheric pressure is reached and kept.

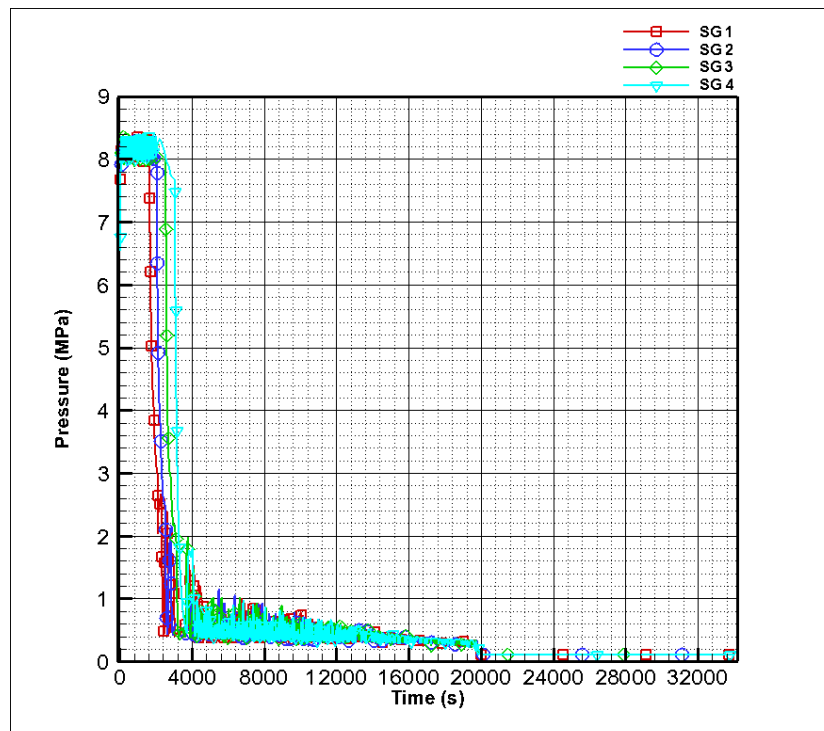




Figure 21 – SGs Pressure, operator action

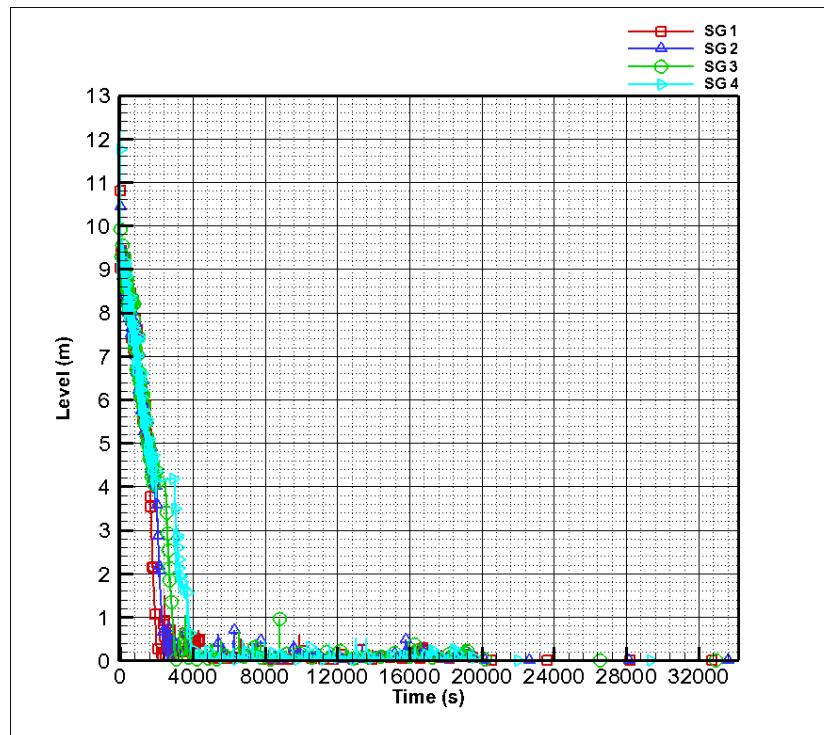


Figure 22 – SGs Level, operator action

When SG pressure follow above 2 MPa the water available in FW lines and in the FW tank passively flows into the SG. Benefit of passive feeding is reflected into the SG level (Figure 22), such an injection lasts up to about 20000 s (Figure 23). Behaviour of FW tank level is shown in Figure 24.

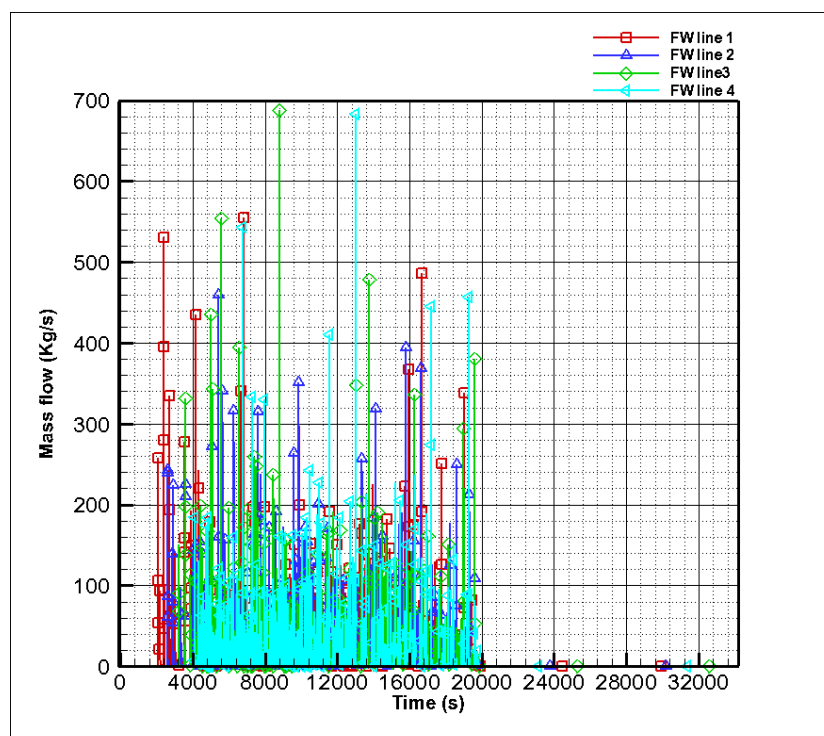




Figure 23 – FW mass flow rate, operator action

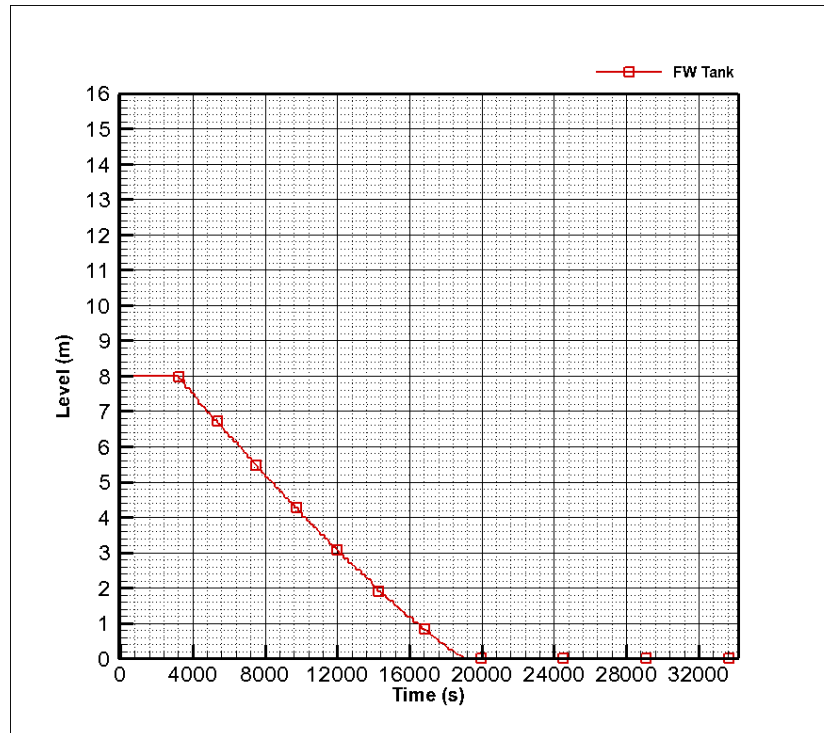


Figure 24- FW Tank Level, operator action

Until 20000 s a level of about 0.5 m can be observed in all SG and consequently from 50 MW to 100 MW can be effectively exchanged (Figure 25), within this period, from the primary to secondary side ensuring decay heat removal. After 20000s the reservoir of additional water ends, consequently heat exchange is degraded and clad temperature starts to rise till dangerous thresholds.

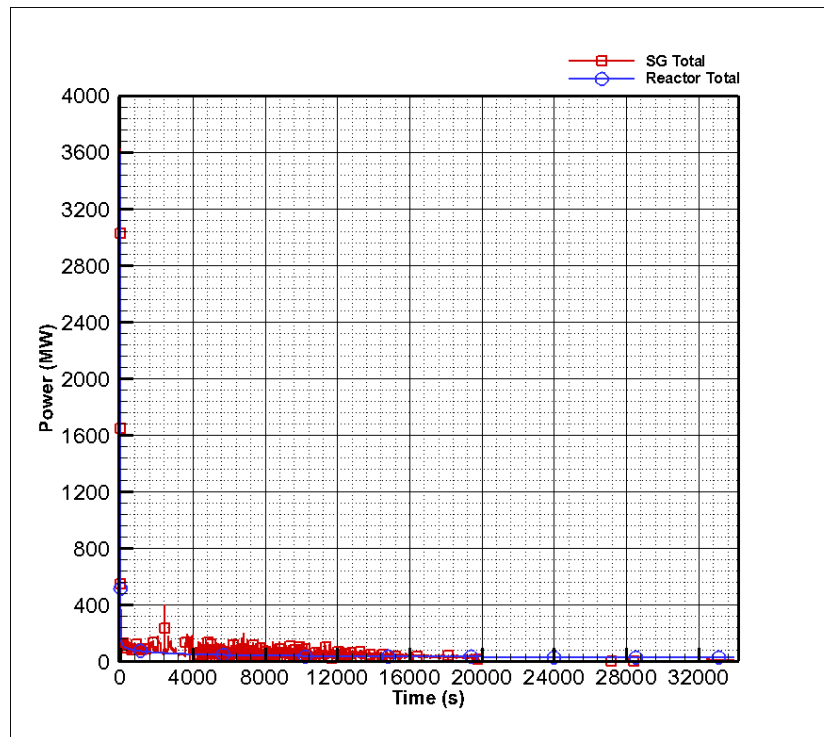


Figure 25 – Reactor and SG exchanged power, operator action

At 34200 s the PCT exceeded 1500 K reaching the onset of core damage.

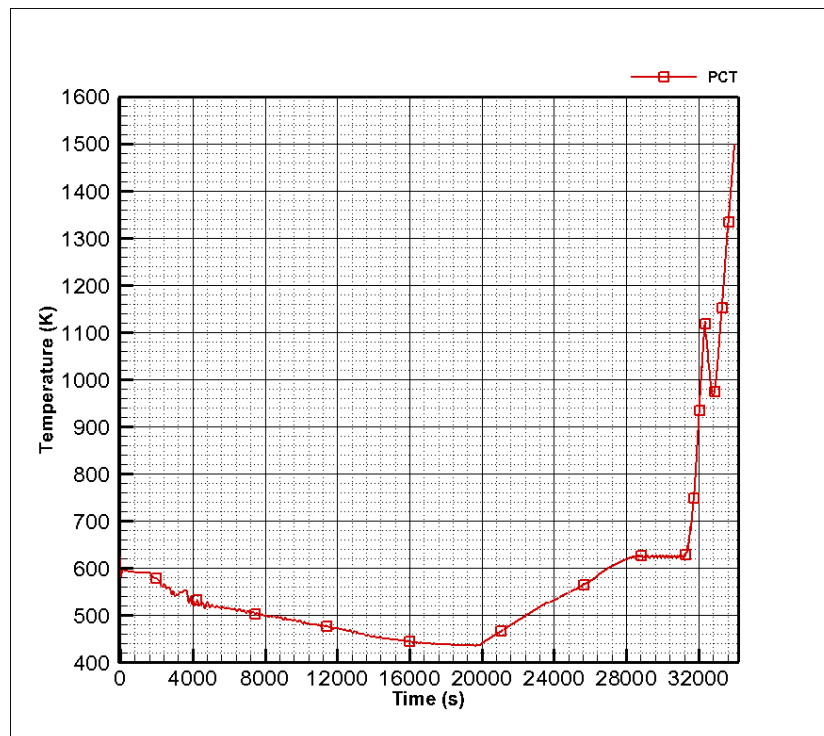


Figure 26 – PCT, operator action

Table 5 lists the sequence of main events of the case SBO with operator action based on voluntary secondary side depressurization.



Time	Event	Note
0.0	SBO	Initiating event
	SCRAM	Consequence of SBO
	MSIV closure	Consequence of SBO
	Loss of FW pumps	Consequence of SBO
	Loss of MCP	Consequence of SBO
1800	SG1 SRV fully open	First operator action
2300	SG2 SRV fully open	Second operator action
2800	SG3 SRV fully open	Third operator action
3300	SG4 SRV fully open	Fourth operator action
4000	PRZ empty	
12000	Accumulator injection	
20000	Passive SG feeding stop	
28000	Max level in PRZ	
29000	SG RV open cyclically	
32000	SG empty (loss of heat sink)	
34200	PCT = 1500 K, onset of core damage	Stop of the simulation

Table 5 – Sequence of main events, operator action



6 Conclusions and possible future activities

The present work describes the application of a possible accident management strategy to cope with a SBO scenario. The target reactor is a PWR design, 4 loops and nominal thermal power of 3000 MW_{th}.

The strategy is based on voluntary SG depressurization to make possible their passive feeding. In fact water is passively injected from the FW piping and FW tank due to the pressure difference created by the operator action.

Comparing the computed scenarios in which operator actions are not credited (case 1) and in which the operator intervenes (case 2), it can be seen that the proposed strategy is clearly effective, namely:

Passive SG feeding occurs if secondary side depressurization is performed (case 2).

The onset of core damage (assumed when PCT reaches 1500 K) occurs at 8400 s and at 34200 s for the case 1 and 2 respectively. The gained time is remarkable.

Both scenarios end with a primary side pressure greater than the nominal value, but the pressure evolution in the case of operator action performance, decreases down to accumulator set point.

Taking into consideration the benefits highlighted above, future activities can be envisaged exploring:

The higher level of details of FW systems (piping, fittings, valves, etc.) including eventual leakages of the FW tank.

The optimization of operator actions in terms of timing (i.e. time of first action and delay among the successive actions) and sequences (one by one SG depressurization has been postulated, other combinations are possible).

The introduction of primary side depressurization (via either RV or gas removal system) with the aim at limiting as much as possible the value at which the onset of core damage occurs.

The interaction between secondary and primary side depressurization, margin of optimization can be found in terms of sequence and timing.

The performed and planned scenario ahead of actual investigated time frame, suitable code should be adopted in case.

-



References

- [1] RELAP5-3D code manuals vol.1-5. INEEL-EXT-98-00834-V2
- [2] Muellner N., Cherubini M., Kromp W., D'Auria F., Petrangeli G. "A procedure to optimize the timing of operator actions of accident management procedures" *J. Nuclear Engineering and Design*, Vol. 237 (2007), pp. 2151–2156.
- [3] Cherubini M., Muellner M., D'Auria F., Petrangeli G. "Application of an optimized AM procedure following a SBO in a VVER-1000" *J. Nuclear Engineering and Design*, Vol. 238 (2008), pp. 74–80.
- [4] Cherubini M., D'Auria F., Ferreri J.C., Mazzantini O. "Simulation of a Natural Circulation Test in the PSB-VVER Installation" *Int. Topical Meet. on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics (NURETH-11)*, Avignon (F), October 2-6, 2005.



CIRTEN

Consorzio Interuniversitario per la Ricerca TEcnologica Nucleare

Curriculum Scientifico del Gruppo di Lavoro

Francesco D'auria

Professore Ordinario di Termoidraulica e di Ingegneria del Nocciolo (Moduli dell'insegnamento Termoidraulica e Ingegneria del Nocciolo Cod. 424II) per il Corso di Laurea Magistrale in Ingegneria Nucleare - Università di Pisa.

Autore di oltre 100 articoli su rivista e numerose altre pubblicazioni (<http://arp.unipi.it/listedoc.php?ide=5808>).

Marco Lanfredini

Laureando in Ingegneria Nucleare, collaboratore dal 2011 presso il Gruppo di Ricerca Nucleare S. Piero a Grado - Università di Pisa quale utilizzatore di codici termoidraulici di sistema.

Autore di rapporti tecnici interni e di articoli scientifici facilmente reperibili sui principali motori di ricerca specializzati.

Marco Cherubini

Dottore di ricerca in sicurezza nucleare dal 2009 presso il Gruppo di Ricerca Nucleare S. Piero a Grado. Autore di articoli scientifici facilmente reperibili sui principali motori di ricerca specializzati.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione PAR2011-ENEA- L1B1 -020	Rev. 0	Distrib.	Pag. 23	di 23
---	--	------------------	-----------------	-------------------	-----------------

ALL.2: 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 (UNIPA)



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 alloggiare 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.

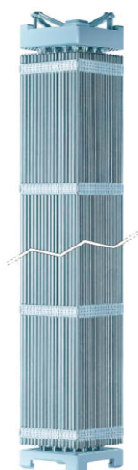


Fig. 1-1: Elemento di combustibile 17x17 [1]

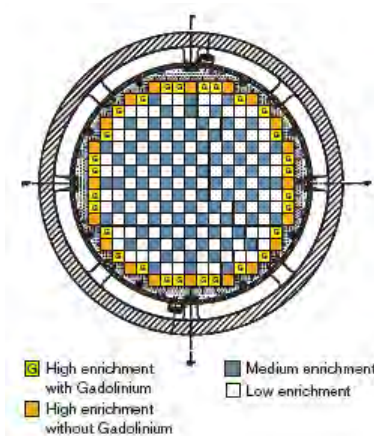


Fig. 1-2: Tipica carica iniziale del reattore [1]

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.

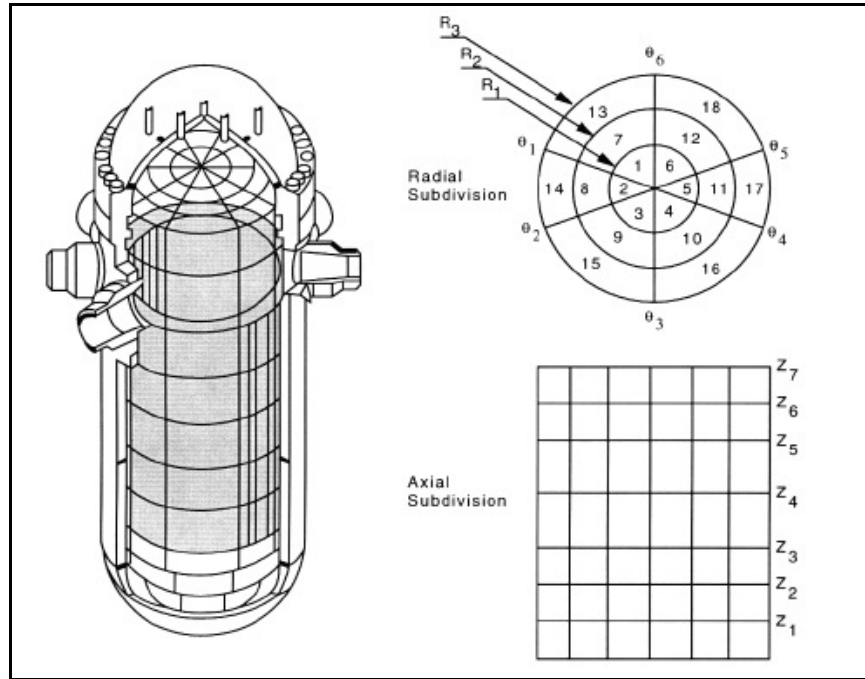


Figura 2-1: Suddivisione assiale, radiale e azimutale del componente vessel implementato nel codice TRACE.

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

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

- equazione di conservazione dell'energia della miscela

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

- equazione di conservazione dell'energia del vapore

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

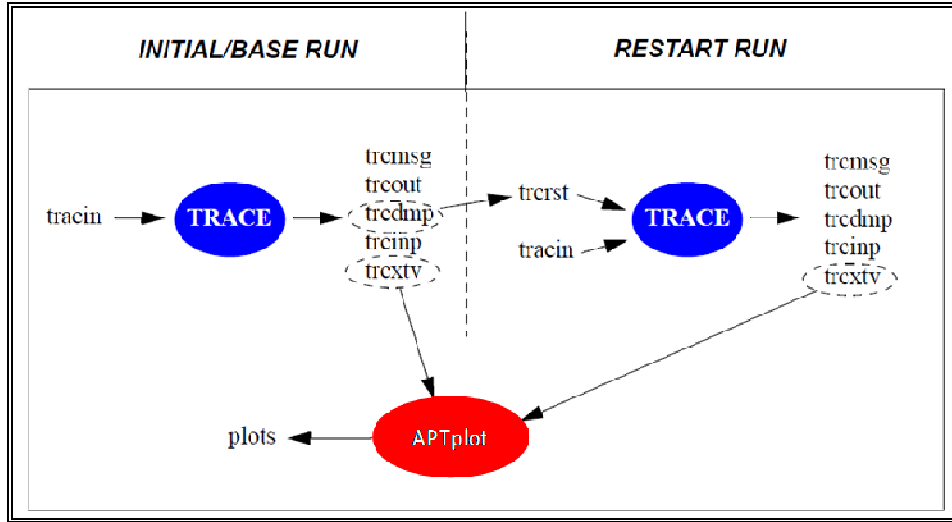


Figura 2-2: File di input e output generati durante una simulazione (base run o restart run) del codice TRACE V5.

Default Naming Convention	Prefix Naming Convention	Comment
tracin	test.inp	Input file. Required
trcrst	test.rst	Restart dump file. Required for restart
tremsg	test.msg	Standard Messages Output
trecout	test.out	Standard Edit Output
tredmp	test.dmp	Standard Dump Output
trextv	test.xtv	Standard Graphics Output
treinp	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.

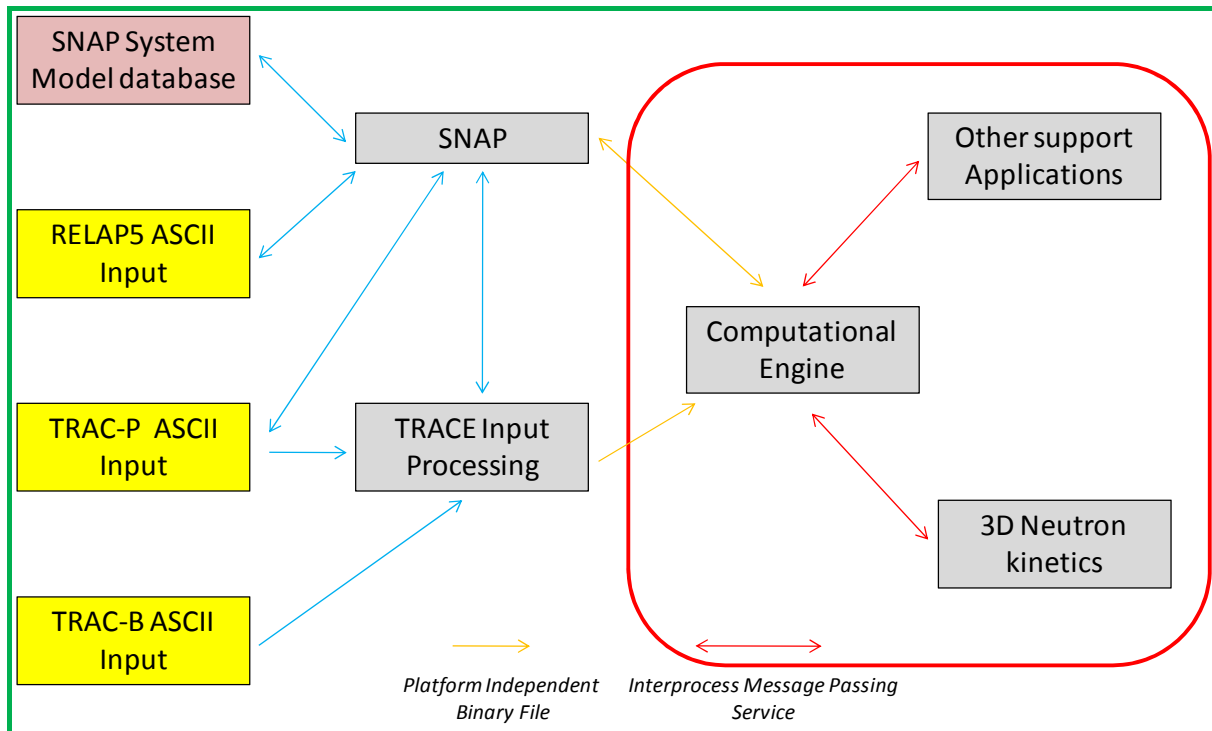


Figura 2-3: Architettura TRACE/SNAP.

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 "Configuration 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.

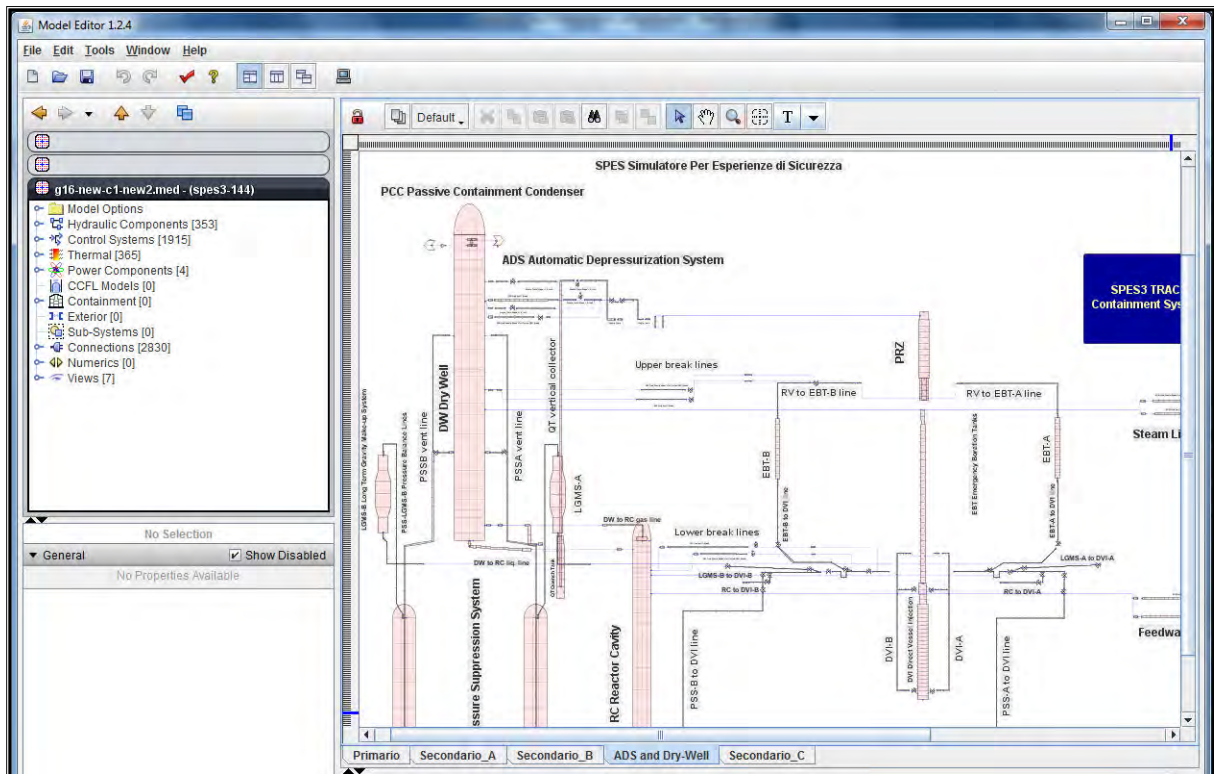


Figura 2-4: Tipica visualizzazione SNAP di un input TRACE.

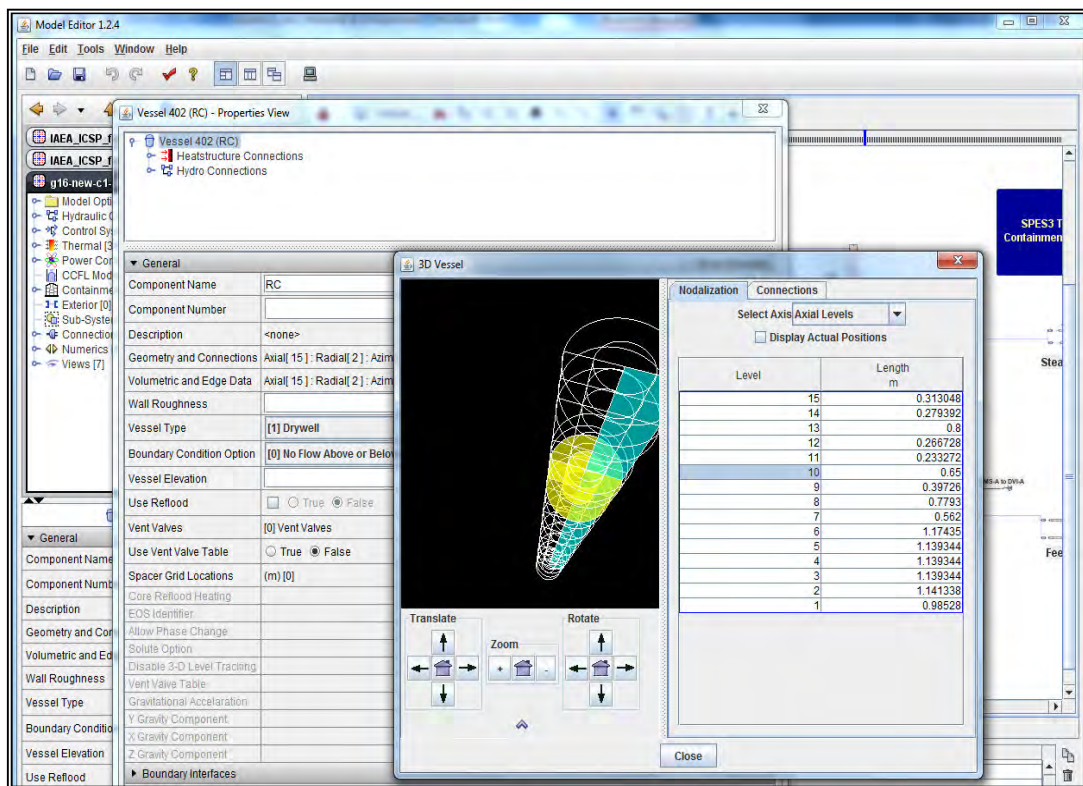


Figura 2-5: Tipica visualizzazione SNAP del componente 3D vessel.

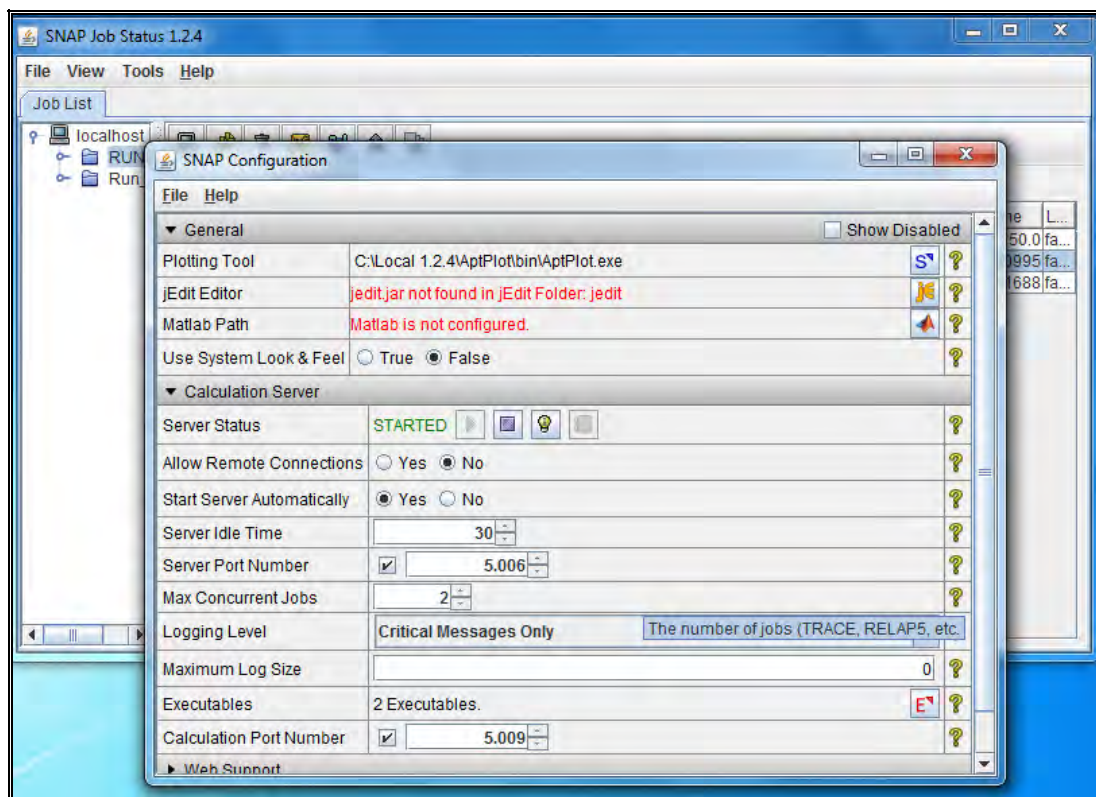


Figura 2-6: Tipica visualizzazione del “Configuration Tool” nel pacchetto applicativo SNAP.

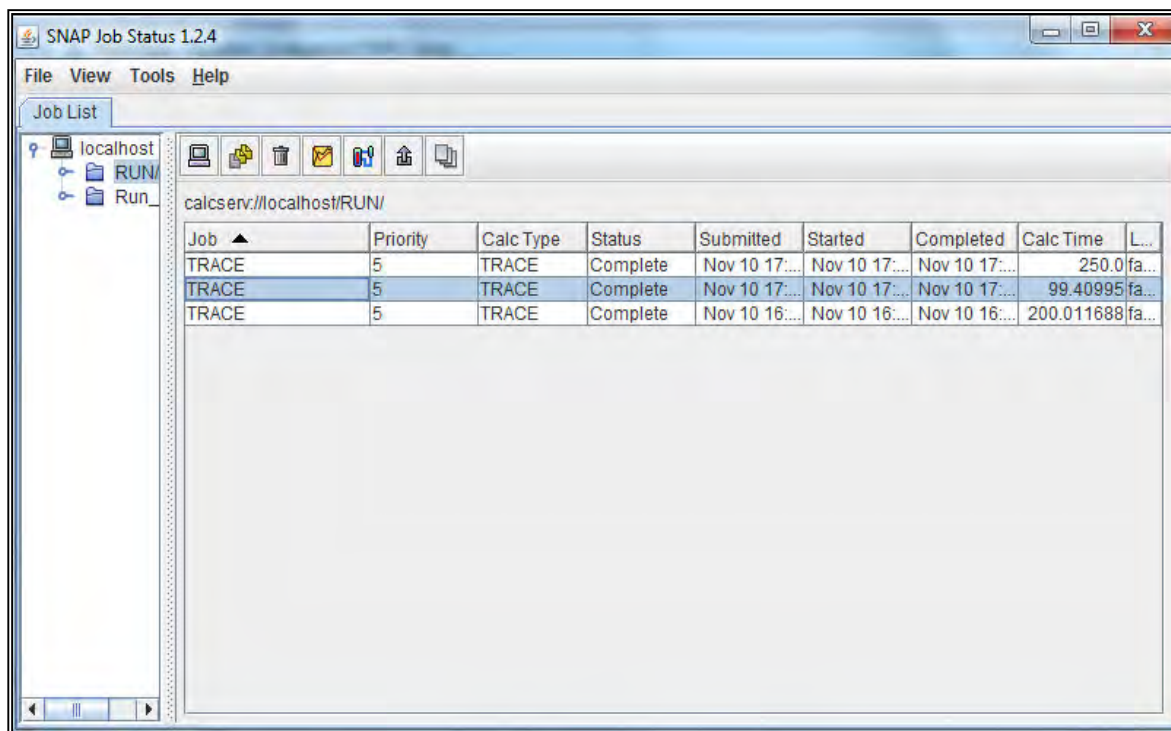


Figura 2-7: Tipica visualizzazione del “Job Status” nel pacchetto applicativo SNAP.

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.

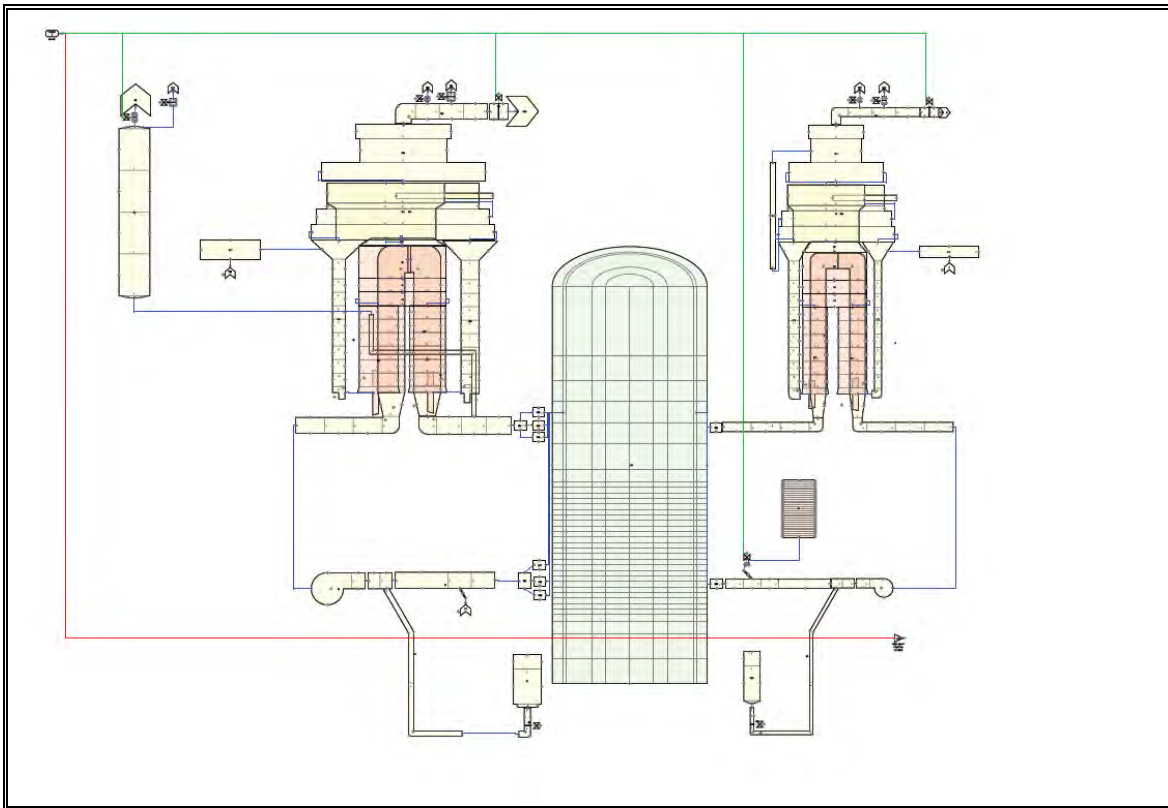


Figura 3-1: Nodalizzazione TRACE del reattore di riferimento (EPR).

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.

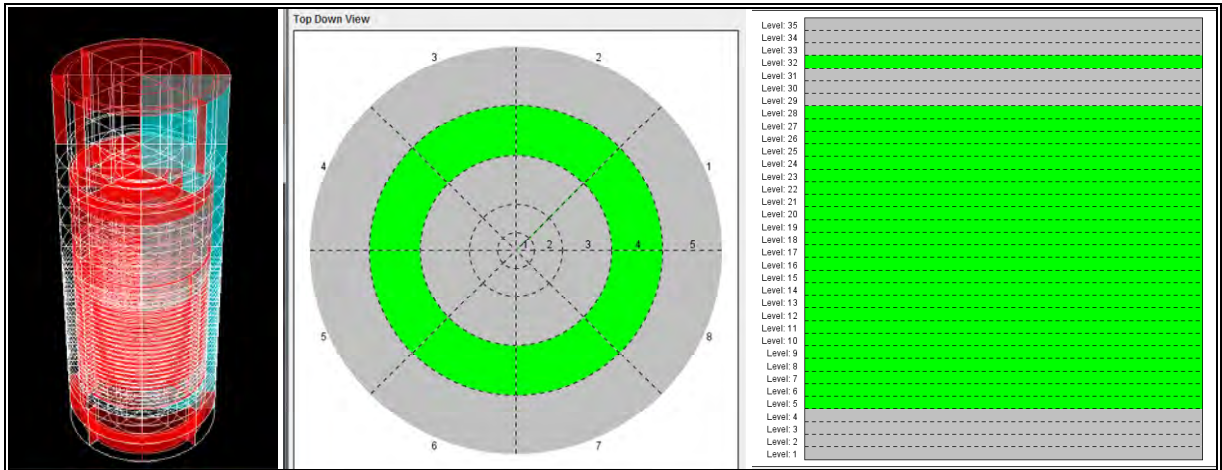


Figura 3-2: Rappresentazioni tridimensionale e bidimensionali del componente vessel utilizzando le capacità grafiche di SNAP.

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.

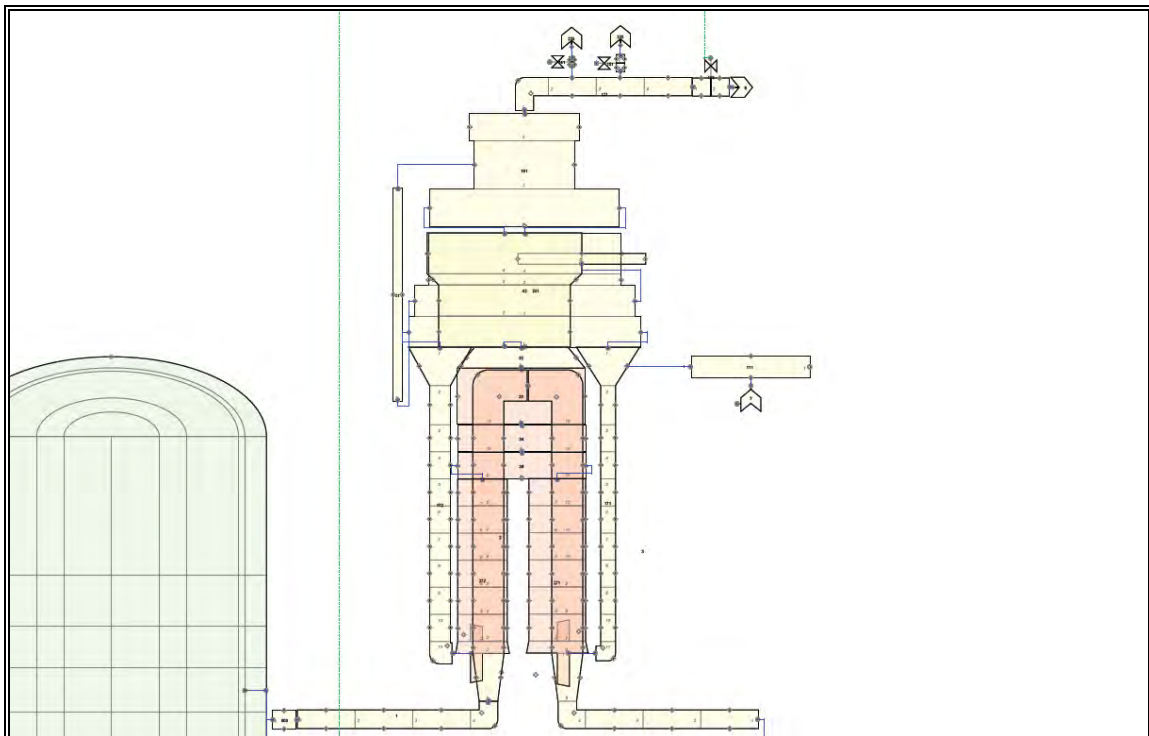


Figura 3-3: Layout del loop 1.

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.

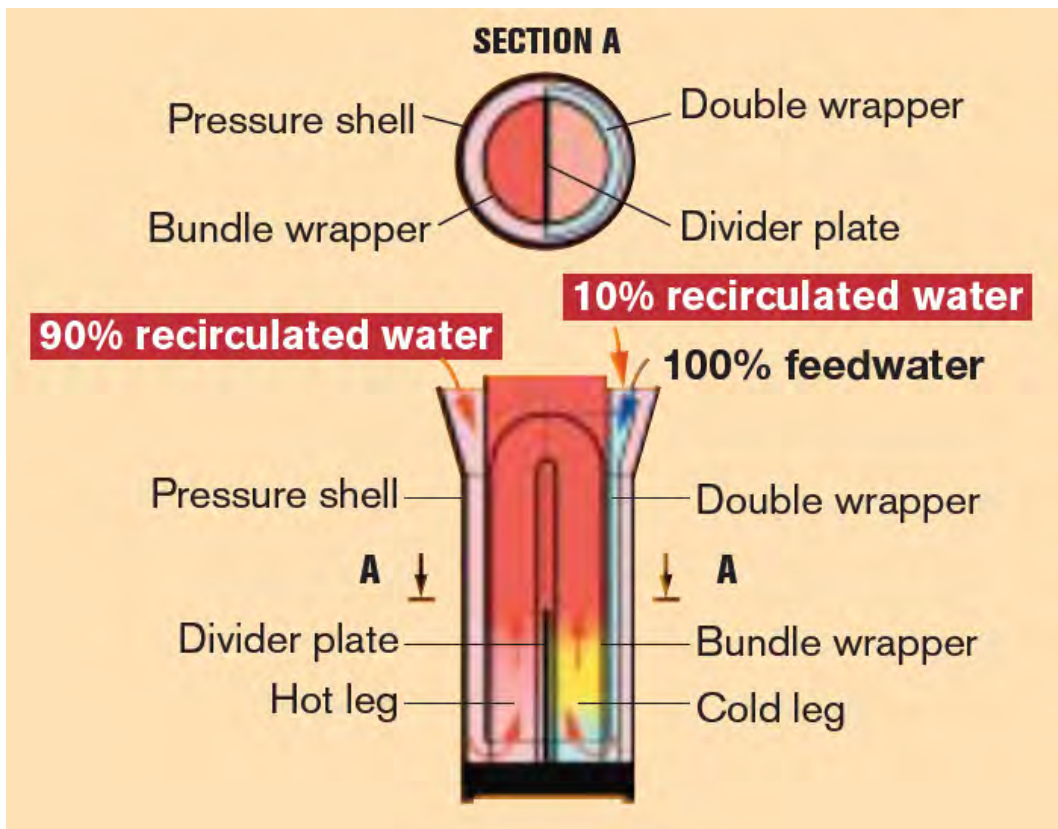


Figura 3-4: Sketch del generatore di vapore con economizzatore assiale.

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.

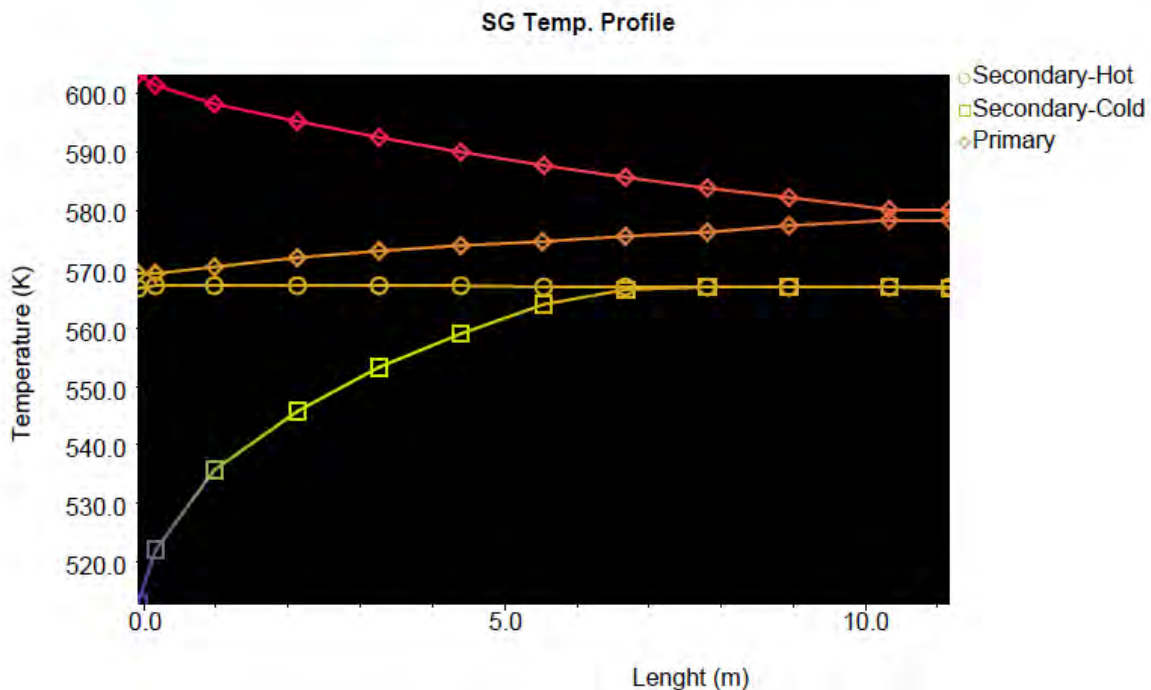


Figura 4-1: Profilo di temperatura nel generatore di vapore (EPR).

	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.

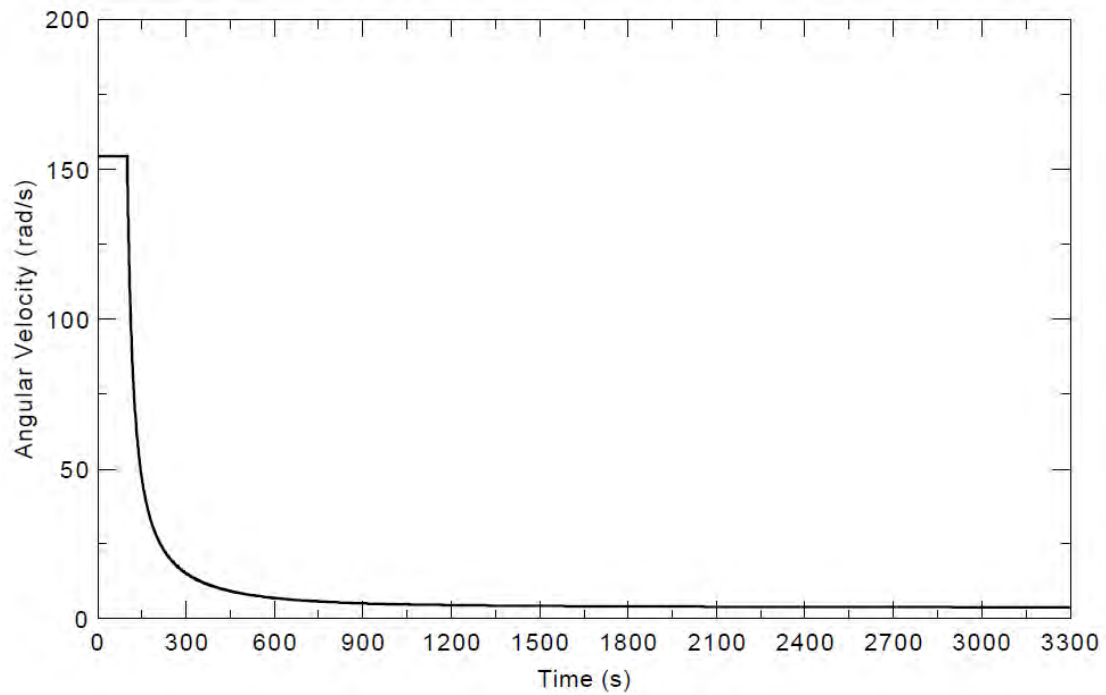


Figura 7-1: Andamento della velocità angolare di una pompa del circuito primario.

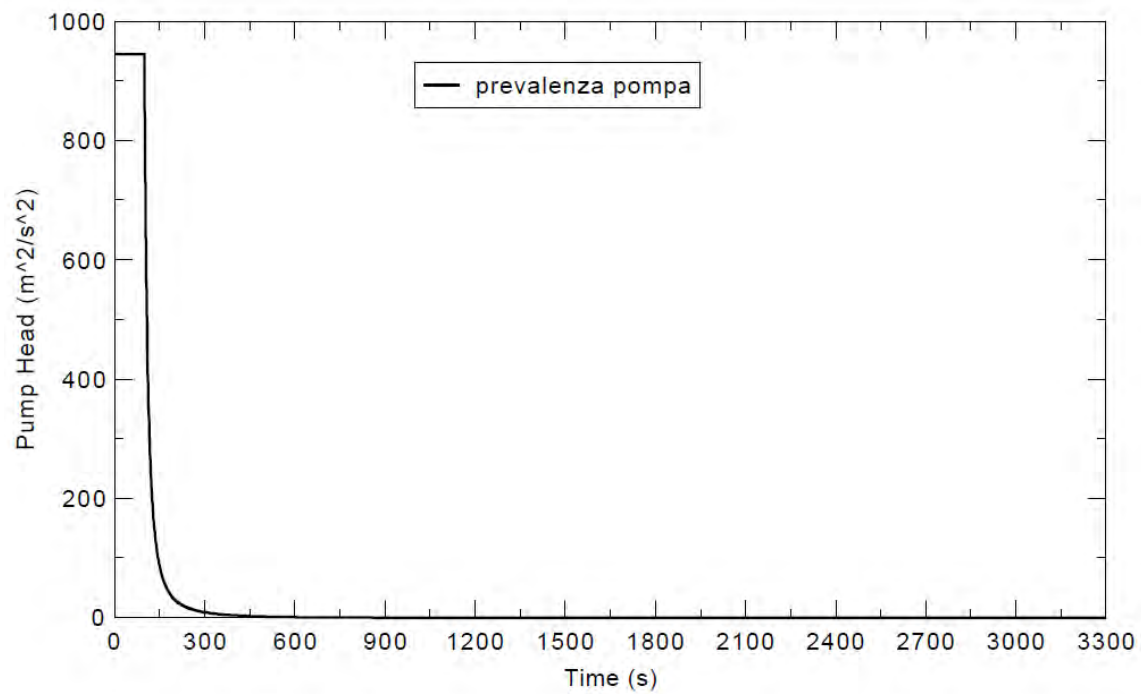


Figura 7-2: Andamento della prevalenza di una pompa del circuito primario.

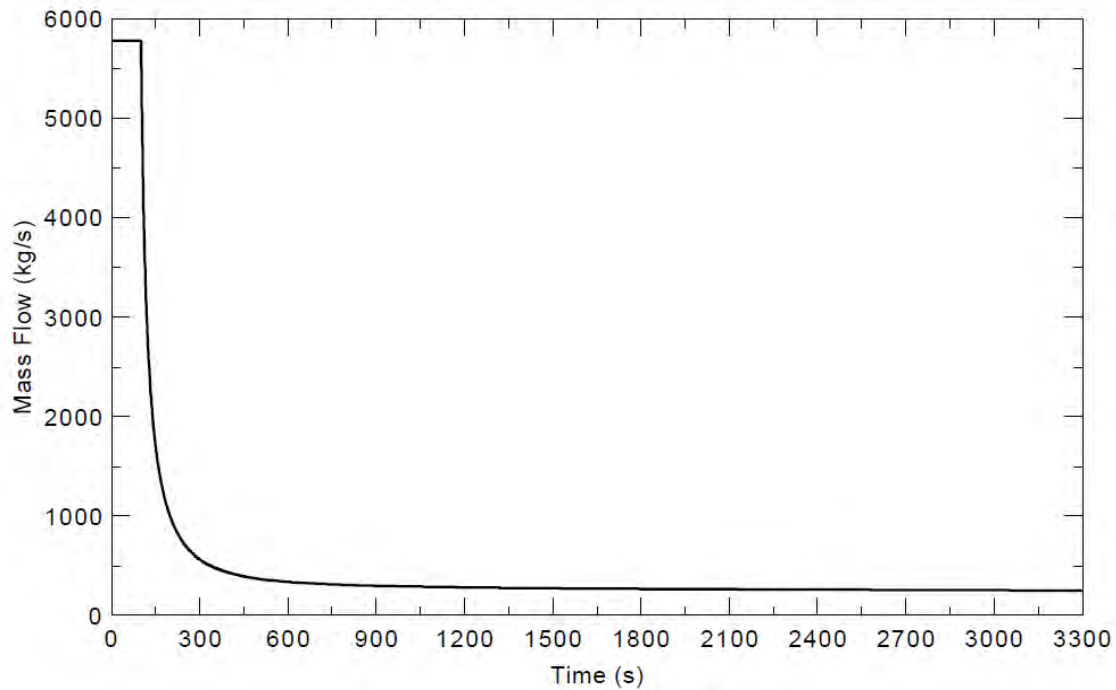


Figura 7-3: Andamento della portata ponderale in un loop del circuito primario.

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.

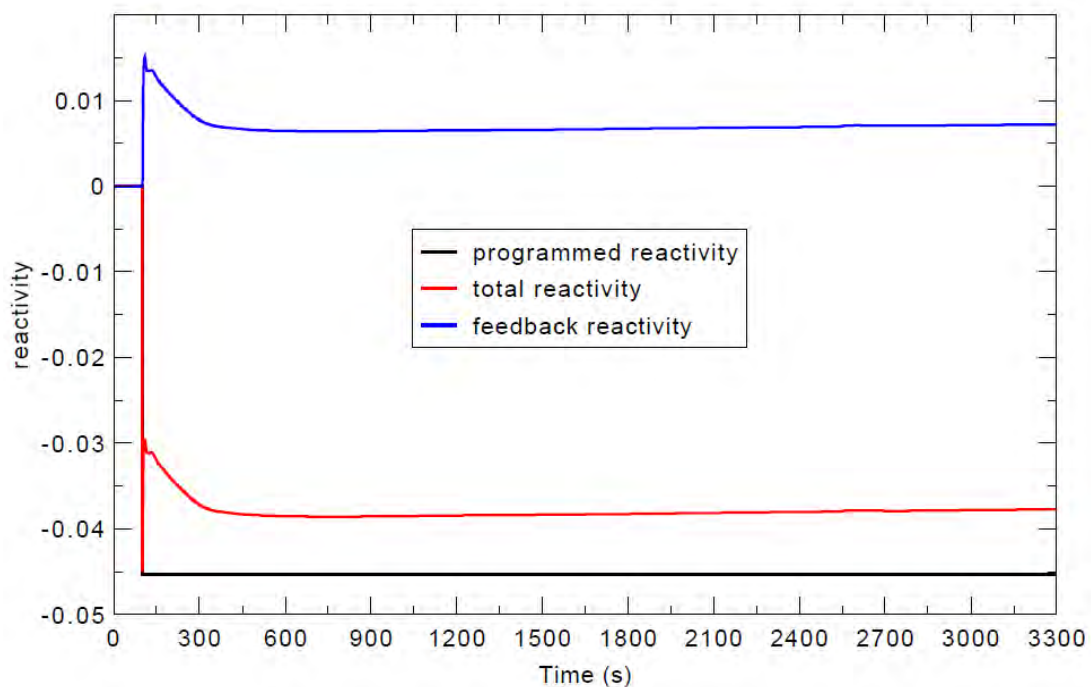


Figura 7-4: Andamento della reattività.

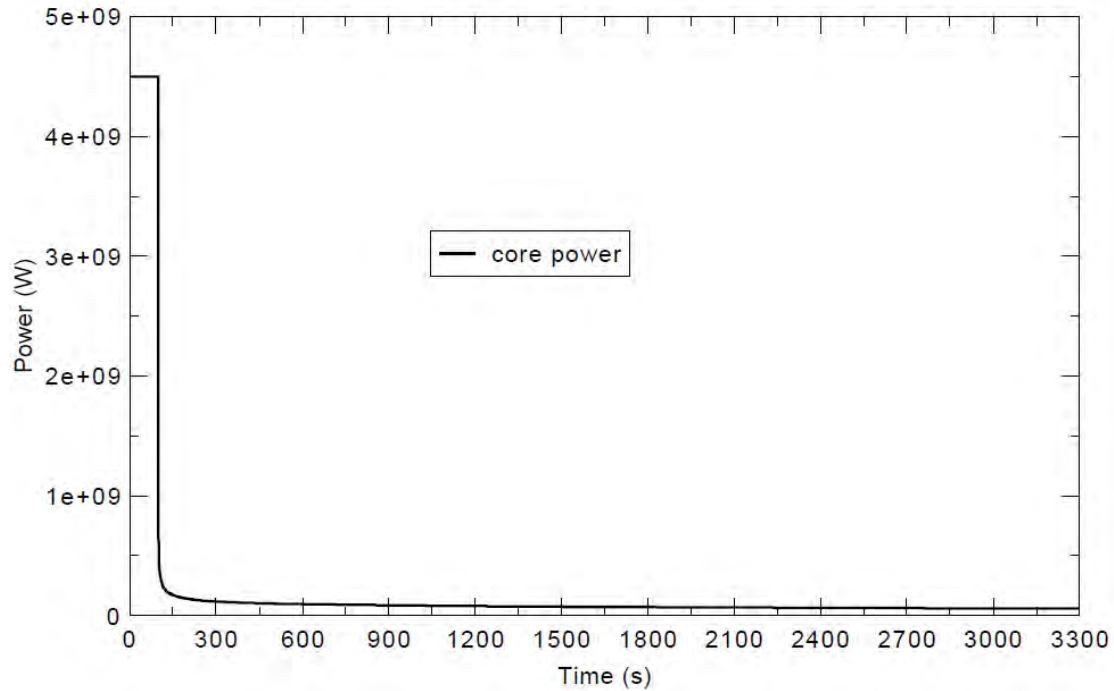


Figura 7-5: Potenza prodotta nel core

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.

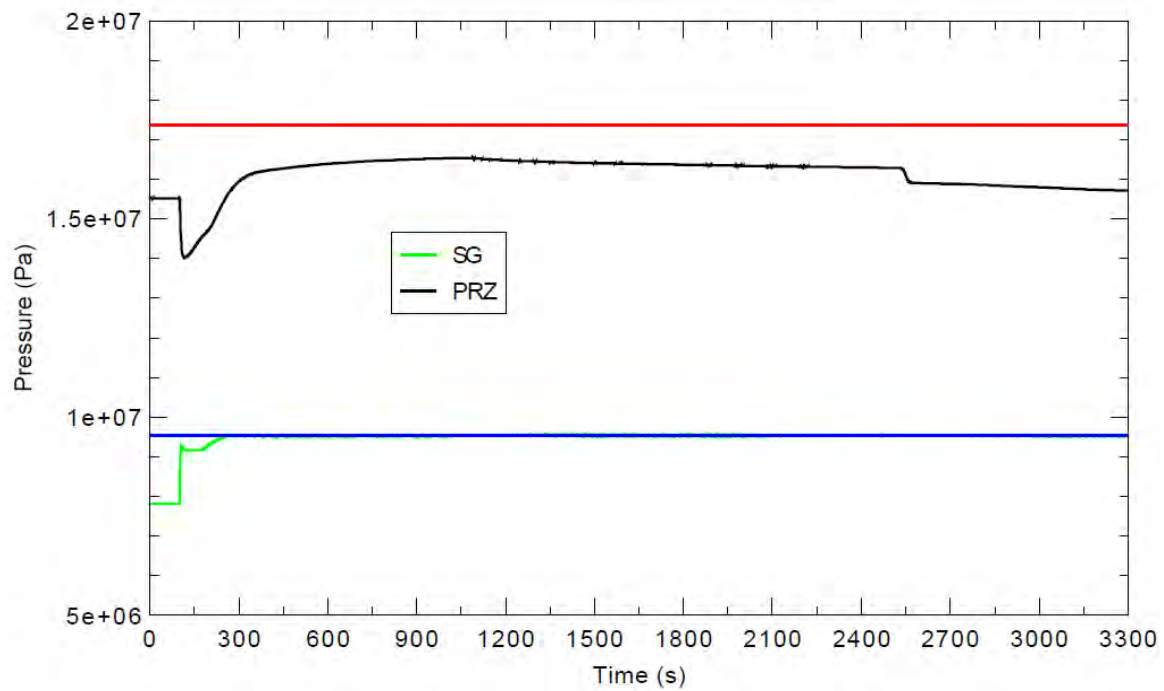


Figura 7-6: Andamento della pressione nel circuito primario e nei secondari dei GV.

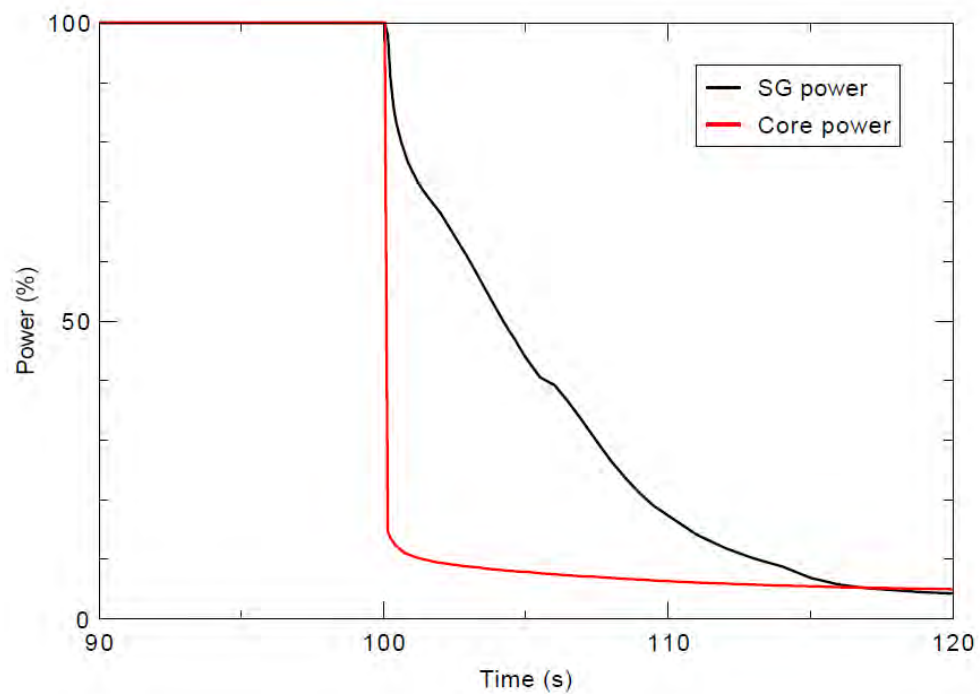


Figura 7-7: Andamento delle potenze prodotte nel core ed asportata dai GV, espresse in percentuale rispetto ai valori nominali (particolare).

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.

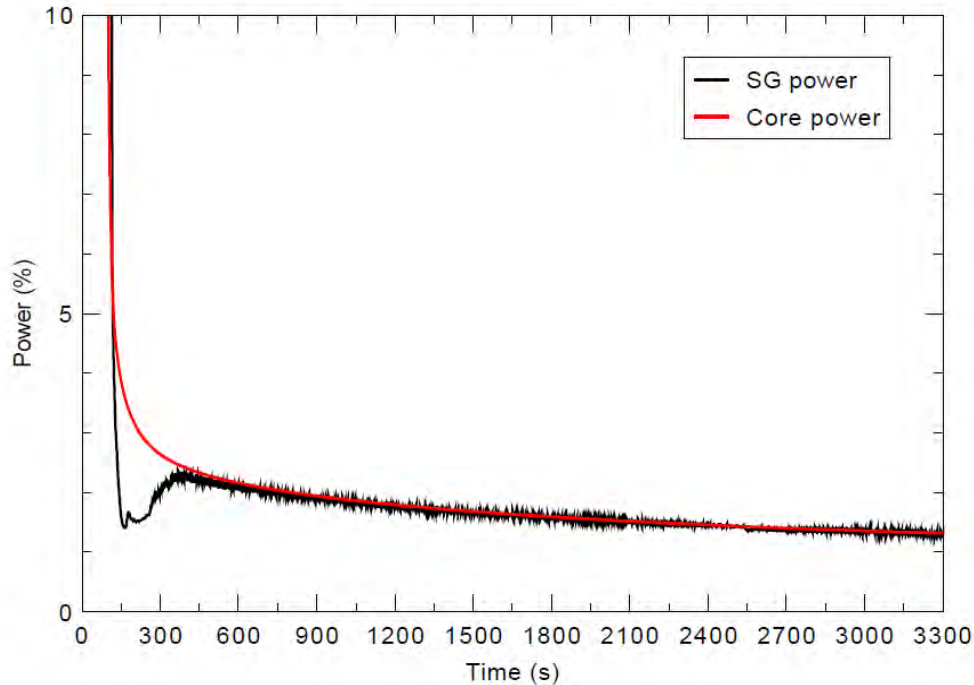


Figura 7-8: Andamento delle potenze prodotte nel core ed asportata dai GV, espresse in percentuale rispetto ai valori nominali.

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 dalla 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.

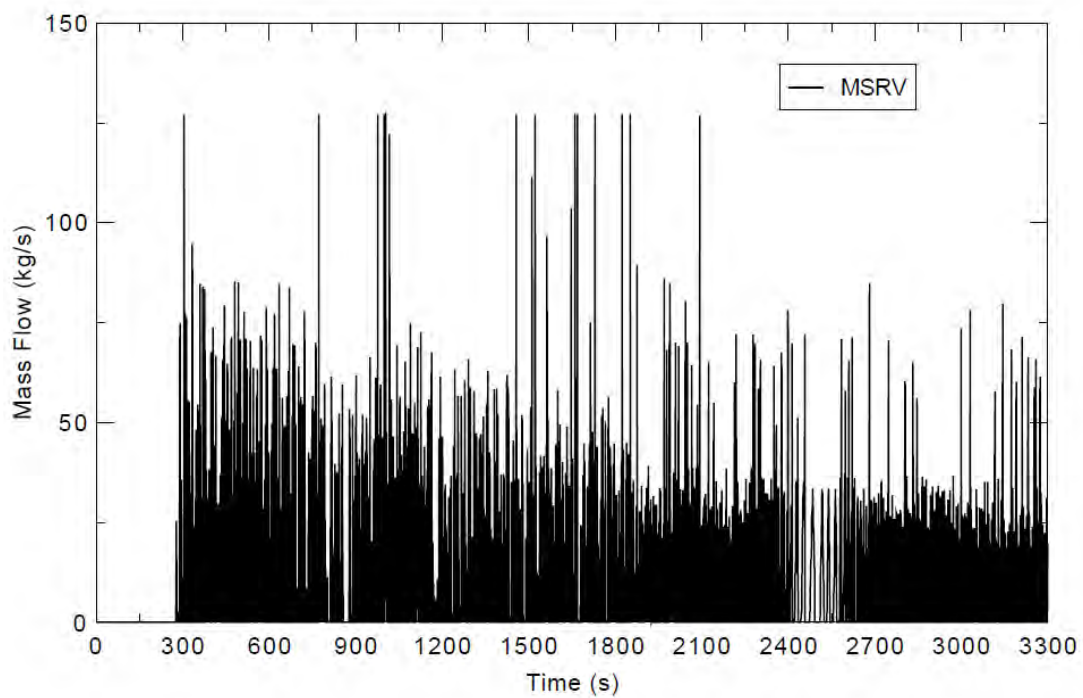


Figura 7-9: Andamento della portata scaricata dalla main steam relief valve per uno dei GV.

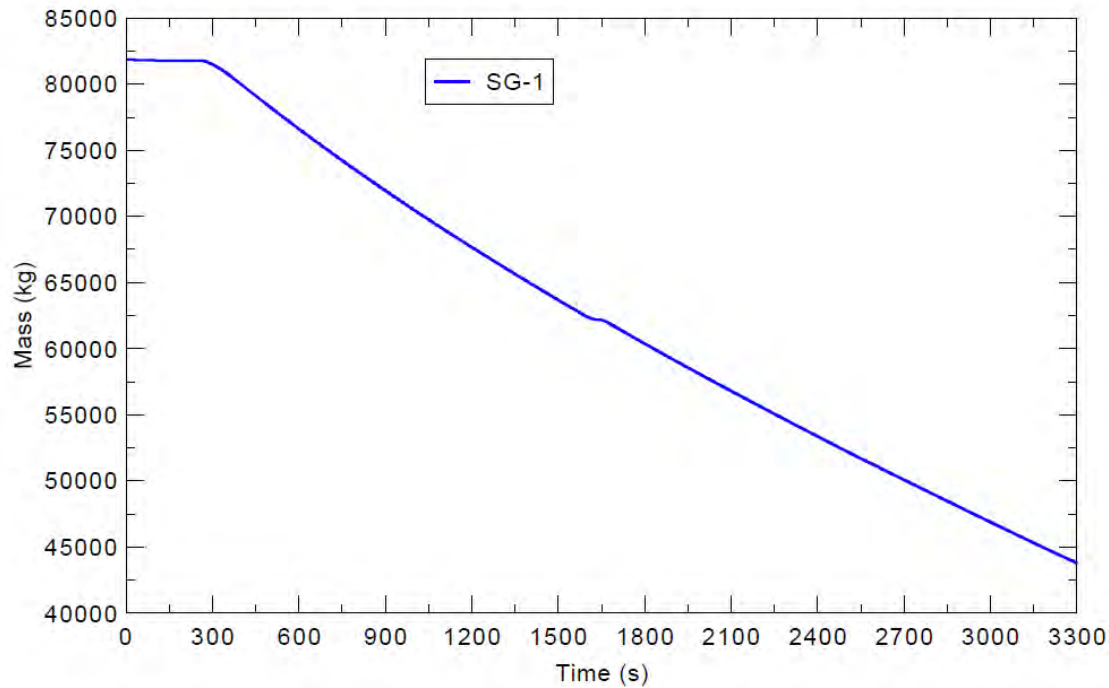


Figura 7-10: Andamento dell'inventario di massa del circuito secondario del GV.

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. Attività svolta nell'ambito del contratto di ricerca n° 2411 tra il Dipartimento di Ingegneria Nucleare dell'Università 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'EHRs e il sistema RWST dell'impianto SPES-3.