



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



Ministero dello Sviluppo Economico

RICERCA DI SISTEMA ELETTRICO

Valutazione deterministica di una sequenza incidentale che possa indurre
condizioni di incidente severo e degli effetti derivanti da eventi esterni

W. Ambrosini, A. Manfredini, F. De Rosa, M. Sangiorgi



Report RdS/2012/010

VALUTAZIONE DETERMINISTICA DI UNA SEQUENZA INCIDENTALE CHE POSSA INDURRE CONDIZIONI DI INCIDENTE SEVERO E DEGLI EFFETTI DERIVANTI DA EVENTI ESTERNI

W. Ambroni, A. Manfredini (CIRTEN- UNIP), F. De Rosa, M. Sangiorgi (ENEA)

Settembre 2012

Report Ricerca di Sistema Elettrico

Accordo di Programma Ministero dello Sviluppo Economico - ENEA

Area: Governo, gestione e sviluppo del sistema elettrico nazionale

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

Responsabile del Progetto: Paride Meloni, ENEA

Titolo

**VALUTAZIONE DETERMINISTICA DI UNA SEQUENZA INCIDENTALE
CHE POSSA INDURRE CONDIZIONI DI INCIDENTE SEVERO E
DEGLI EFFETTI DERIVANTI DA EVENTI ESTERNI**

Descrittori
Tipologia del documento: Rapporto Tecnico

Collocazione contrattuale: Accordo di programma ENEA-MSE: Piano Annuale di Realizzazione 2011, Linea Progettuale 2: Studi di Sicurezza sugli impianti nucleari

Argomenti trattati: Codici di calcolo per studi di sicurezza
MELCOR
Station black-out
Reattori evolutivi

Sommario

Il presente documento riporta sulle attività svolte nell'ambito della Linea Progettuale 2 (LP2), obiettivo B1 (Analisi di Sicurezza di reattori avanzati ed evolutivi) del PAR 2011, AdP ENEA-MSE.

In questo rapporto viene presentata l'analisi della risposta di un impianto nucleare di tipologia convenzionale denominata Mille600 ad una sequenza incidentale severa susseguente alla perdita completa di alimentazione elettrica. Le analisi sono state condotte utilizzando il codice MELCOR 1.8.6, che permette di simulare i più importanti fenomeni che possono avvenire sia nel circuito primario che nel sistema di contenimento dell'impianto durante la sequenza incidentale fino all'interazione tra il corium fuso e il basamento della cavità.

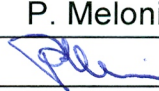
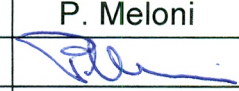

Note

Questo documento è stato preparato con il contributo congiunto del seguente personale di ricerca ENEA e CIRTEN:

- W. Ambrosini, A. Manfredini (Un. Pisa)
- F. De Rosa, M. Sangiorgi (ENEA)

Sigla doc. rif. CIRTEN-UNIPi: CERSE-UNIPi RL 1519 (2012)


Copia n.
In carico a:

2			NOME			
			FIRMA			
1			NOME			
			FIRMA			
0	EMISSIONE	06/09/2012	NOME	F. De Rosa	P. Meloni	P. Meloni
			FIRMA			
REV.	DESCRIZIONE	DATA		REDAZIONE	CONVALIDA	APPROVAZIONE

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione NNFISS-LP2-077	Rev. 0	Distrib. L	Pag. 2	di 32
--	---	------------------	----------------------	------------------	-----------------

INDICE

1.	INTRODUZIONE	4
2.	DESCRIZIONE DELL'IMPIANTO MILLE600	6
2.1	IL SISTEMA DI REFRIGERAZIONE PRINCIPALE	6
2.2	IL SISTEMA DI CONTENIMENTO	7
2.3	PRINCIPALI SISTEMI DI SICUREZZA	8
2.4	CARATTERISTICHE DEL NOCCIOLO DI UN MILLE600	9
3.	DESCRIZIONE DELLA NODALIZZAZIONE PER MELCOR 1.8.6	12
3.1	DESCRIZIONE DEL CODICE MELCOR (V. 1.8.6)	12
3.2	IL SISTEMA PRIMARIO E SECONDARIO DELL'IMPIANTO MILLE600	13
3.3	DESCRIZIONE DEI MODELLI DEL SISTEMA DI CONTENIMENTO	17
4.	DESCRIZIONE DELLA SEQUENZA DI SBO NELL'IMPIANTO MILLE600	19
4.1	CALCOLO DI STAZIONARIO DELL'IMPIANTO	20
4.2	RISULTATI DELLA SEQUENZA DI SBO	20
5.	CONCLUSIONI	30
6	BIBLIOGRAFIA	31
7	CURRICULUM SCIENTIFICO DEL GRUPPO DI LAVORO CIRTE	32

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione NNFISS-LP2-077	Rev. 0	Distrib. L	Pag. 3	di 32
--	---	------------------	----------------------	------------------	-----------------

Lista delle abbreviazioni

BWR	Boiling Water Reactors (Reattore ad acqua bollente)
CVCS	Chemical and Volume Control System (Sistema di controllo volumetrico e chimico)
ECCS	Emergency core cooling system (Sistema di refrigerazione di emergenza del core)
EFW	Emergency feed water system (Sistema dell'acqua di alimento di emergenza)
IRWST	In-Containment Refueling Water Storage Tank
LOCA	Loss of coolant accident (Incidente di perdita di refrigerante)
LHSI	Low head safety injection (Sistema di iniezione a bassa pressione)
MCCI	Molten core concrete interaction (Interazione corium calcestruzzo)
MHSI	Medium head safety injection (Sistema di iniezione a media pressione)
MSIV	Main steam isolation valve (Valvola di intercettazione principale del vapore)
PAR	Passive autocatalytic recombiners (Ricombinatori autocatalitici passive)
PWR	Pressurized Water Reactors (Reattori ad acqua in pressione)
PSRV	Pressurizer Safety Relief Valves (Valvole di sicurezza del pressurizzatore)
RSHR	Residual Heat Removal System (Valvola principale di isolamento del vapore)
SBO	Station black out (Perdita del sistema di alimentazione elettrica esterna)
SCRAM	“Safety Cut Rope Axe Man” (spegnimento rapido del reattore)
SIS	Safety Injection System (Sistema di iniezione di emergenza)
SG	Steam generator (Generatore di vapore)

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione NNFISS-LP2-077	Rev. 0	Distrib. L	Pag. 4	di 32
--	---	------------------	----------------------	------------------	-----------------

1. INTRODUZIONE

Dopo l'evento incidentale avvenuto a marzo 2011 negli impianti di Fukushima (J), la possibilità di una sequenza incidentale severa come conseguenza della perdita completa dell'alimentazione elettrica in un impianto nucleare viene considerata argomento molto importante per l'analisi di sicurezza e per la gestione dell'emergenza dell'impianto stesso.

Scopo del presente lavoro è analizzare la risposta di un impianto di riferimento Mille600 ad una sequenza avente come evento iniziatore la perdita completa dell'alimentazione elettrica esterna (SBO) e il fallimento dei generatori diesel di emergenza. L'impianto di tipologia Mille600 [1] viene preso a riferimento come esercizio finalizzato alla raccolta di dati coerenti e utilizzabili per fini accademici, di studio e benchmark di codici per analisi di scenari incidentali e di sicurezza. Il carattere evolutivo del concetto di impianto Mille600, come quello di altri progetti veri e propri di reattori PWR avanzati, è determinato dal fatto che, fondamentalmente, le scelte progettuali derivano da impianti precursori che hanno accumulato una consistente esperienza di esercizio, consentendo un grado di innovazione che riflette le sempre più aggiornate esigenze di tutela della sicurezza per la popolazione e la capacità di penetrazione industriale.

Sebbene tutti gli impianti nucleari della corrente generazione siano progettati per far fronte ad una sequenza incidentale di SBO, le ipotesi di completa indisponibilità di qualunque sistema attivo di refrigerazione di emergenza del nocciolo e dei sistemi ausiliari dell'acqua di alimentazione per i generatori di vapore rendono tale sequenza la causa dominante di rischio di incidente severo, soprattutto per i PWR.

Nel rapporto, dopo aver descritto le caratteristiche e i parametri fondamentali di progetto di un impianto Mille600, si presenta un modello dello stesso per il codice MELCOR 1.8.6 [2], sviluppato con i dati di impianto disponibili. Sebbene non particolarmente raffinato e non ancora in grado di poter simulare tutte le salvaguardie ingegneristiche previste e le relative logiche di intervento, tale modello comprende la nodalizzazione completa del sistema primario e del sistema secondario, nonché la possibilità di simulare in modo sufficientemente dettagliato la termo-fluidodinamica nel sistema di contenimento. Per quanto detto relativamente alle ipotesi sulla sequenza di SBO, tali limitazioni non inficiano la capacità di questo modello di fornire utili informazioni sul comportamento dell'impianto durante il transitorio incidentale. In particolare, è possibile valutare alcuni tempi caratteristici della sequenza incidentale, come l'istante in cui il nocciolo si scopre, l'inizio di una eventuale fusione del core, del cedimento del vessel o del sistema di contenimento. Il codice MELCOR fornisce poi una stima della quantità di idrogeno che si produce durante la fase in-vessel della sequenza incidentale e la possibilità di simulare l'interazione corium-calcestruzzo all'interno della cavità del sistema di contenimento. Sebbene il "timing" di un transitorio incidentale sia semplicemente uno dei tanti aspetti cui far riferimento nella determinazione del livello di sicurezza dell'impianto, una valutazione del tempo disponibile per le eventuali azioni di recupero degli operatori costituisce uno dei parametri fondamentali nella messa a punto di una strategia di ripristino delle condizioni di sicurezza per l'impianto. Informazioni sulla finestra temporale, disponibili prima che si possano verificare importanti rilasci verso l'ambiente esterno, nei casi in cui le azioni di recupero non abbiano esito, sono di cruciale importanza sia per l'autorità di controllo, sia per la gestione dell'emergenza esterna.

Questa nodalizzazione dell'impianto Mille600 può essere infine il punto di partenza per l'analisi di altre sequenze incidentali severe che potranno evidenziare l'influenza di determinate soluzioni progettuali sulla progressione del transitorio, le caratteristiche principali

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione NNFISS-LP2-077	Rev. 0	Distrib. L	Pag. 5	di 32
--	---	------------------	----------------------	------------------	-----------------

dei fenomeni termoidraulici più importanti che si verificano nel sistema primario e nel contenimento dell'impianto e i processi di danneggiamento del nocciolo, sia all'interno del vessel prima che esso ceda, sia successivamente all'interno del sistema di contenimento.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione NNFISS-LP2-077	Rev. 0	Distrib. L	Pag. 6	di 32
--	---	------------------	----------------------	------------------	-----------------

2. DESCRIZIONE DELL'IMPIANTO MILLE600

2.1 IL SISTEMA DI REFRIGERAZIONE PRINCIPALE

L'impianto Mille600 è un reattore nucleare ad acqua in pressione il cui progetto si basa sull'esperienza acquisita nella costruzione di centinaia di impianti di tipo PWR e, più in generale, negli anni di funzionamento a livello mondiali di reattori ad acqua leggera, con particolare riferimento a quelli che presentano le più recenti tecnologie, quali gli impianti N4 e KONVOI tuttora operanti in Francia e Germania.

Il sistema primario dell'impianto Mille600 (460 m³) è costituito da quattro circuiti di refrigerazione aventi la gamba calda e fredda connesse alla stessa elevazione al recipiente in pressione. In ciascuno dei quattro circuiti, il refrigerante primario uscente dal recipiente in pressione ($T = 329.7\text{ }^{\circ}\text{C}$) attraverso i bocchelli di uscita raggiunge un generatore di vapore verticale con tubi ad U; quest'ultimo trasferisce il calore al circuito secondario e ritorna ($T = 297.1\text{ }^{\circ}\text{C}$) grazie ad una pompa centrifuga al recipiente in pressione attraverso i bocchelli di ingresso. Il fluido primario scende quindi verso il basso lungo la periferia del nocciolo e viene infine canalizzato attraverso il core, dove riceve il calore generato dal combustibile nucleare (4500 MWt). Le pompe di circolazione del fluido primario sono unità verticali a stadio singolo azionate da un motore trifase ad induzione raffreddato ad aria e posizionato sulla parte superiore dell'albero della pompa. Un volano permette di estendere la fase di rallentamento della pompa. Un pressurizzatore, il cui scopo è mantenere la pressione del sistema primario all'interno di uno specificato intervallo, è collegato alla gamba calda di uno dei quattro circuiti di refrigerazione.

I componenti del sistema primario del Mille600 presentano volume liberi maggiori rispetto a quelli di analoghi componenti impiegati negli impianti PWR precedenti, assicurando migliori condizioni sia in termini di gestione dell'impianto che di margini di sicurezza. Ad esempio, l'aumento del volume libero nel recipiente in pressione fra la quota dei bocchelli di ingresso e uscita e la parte superiore del recipiente garantisce un maggior volume di acqua al di sopra del core e quindi maggiori margini in relazione al tempo di svuotamento del recipiente in pressione durante un incidente di perdita di refrigerante. L'accresciuto volume dovrebbe assicurare condizioni migliori anche in caso di spegnimento del reattore, qualora non potesse essere attivata la funzione di rimozione del calore residuo. Il maggior volume del sistema secondario di un generatore di vapore (238 m³) garantisce poi una maggiore quantità di acqua e di vapore con benefici effetti nel caso di sequenze incidentali con perdita sia dell'acqua di alimento principale sia di quella di emergenza.

Sul pressurizzatore sono posizionate 3 valvole di sicurezza (PSRV) che intervengono automaticamente (assistite da valvole pilota con solenoide) quando si raggiungono i set point di pressione rispettivamente pari a 175, 178 e 181 bar con una capacità di sfioro di 300 t/h di vapore. Il vapore (o l'eventuale liquido) scaricato attraverso queste valvole di sicurezza viene inviato all'interno di un serbatoio di sfogo (PRT). Due dischi di rottura forniscono una protezione alla sovrappressione di questo recipiente collegando l'atmosfera del PRT con il sistema di contenimento. Oltre a tale salvaguardia nei confronti di pericolosi picchi di pressione nel sistema primario, l'impianto è dotato di due gruppi di valvole, sempre posizionate sulla testa del pressurizzatore, progettate per ridurre il rischio di una sequenza incidentale severa ad alta pressione. Tali valvole dovrebbero assicurare una depressurizzazione sufficientemente veloce del sistema primario, anche in caso di mancato funzionamento delle PSRVs. Attuate e controllate manualmente, esse sono progettate in modo

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione NNFISS-LP2-077	Rev. 0	Distrib. L	Pag. 7	di 32
--	---	------------------	----------------------	------------------	-----------------

da rimanere sempre aperte a seguito della loro attuazione, riducendo qualunque rischio di pressurizzazione del sistema di contenimento per effetto della violenta interazione che si potrebbe verificare tra i getti di corium fuso che fuoriescono dal vessel e l'atmosfera del contenimento dopo un cedimento di una penetrazione del vessel stesso ad alta pressione.

In ciascun generatore dei 4 generatori di vapore si trovano 5980 tubi ad U con diametro esterno di 19.05 mm e uno spessore di 1.09 mm per un'area totale di scambio termico pari a 7960 m². Il livello nominale dell'acqua nel lato secondario è di 15.69 m rispetto alla base dei tubi ad U, per una quantità di 77200 kg di acqua per ciascun generatore. Il secondario di ciascun generatore viene alimentato con una portata di 638.1 kg/s di acqua alla temperatura di 230 °C e alla pressione di 78.7 bar.

Ogni linea principale del vapore è dotata di un treno di valvole di protezione della linea vapore installato a monte della valvola di isolamento della stessa linea vapore. Ognuno di questi treni è costituito da una valvola di isolamento del vapore principale, normalmente chiusa e caratterizzata da apertura veloce, e una valvola di rilascio del vapore principale a valle, normalmente aperta. I suddetti treni fanno parte dei sistemi di protezione dalla sovrappressione del lato secondario dei generatori di vapore. La soglia di intervento e la capacità del singolo treno sono tali che, considerando un arresto rapido del reattore, il treno di queste valvole possa, da solo, evitare che la pressione raggiunga valori superiori al 110% del valore di progetto, anche in caso di perdita totale del carico.

2.2 IL SISTEMA DI CONTENIMENTO

L'edificio di contenimento considerato nel presente studio e riferito al reattore ipotetico Mille600, prende come riferimento altri tre tipologie di reattori già esistenti o in avanzata fase di costruzione:

- Il tedesco KONVOI, cioè un impianto pressurizzato di II generazione a 4 loops, da 3850 MW termici (1365 MWe), raffreddato e moderato con acqua leggera;
- Il francese N4, cioè un impianto pressurizzato di II generazione a 4 loops, da 4250 MW termici (1475 MWe), raffreddato e moderato con acqua leggera;
- L'europeo EPR, cioè un impianto pressurizzato di III+ generazione a 4 loops, da 4500 MW termici (1630 MWe), raffreddato e moderato con acqua leggera.

L'intero sistema primario e i generatori di vapore sono racchiusi in un edificio di contenimento con doppia parete di cemento armato precompresso di grosso spessore appoggiato su una spessa fondazione, la cui parete interna è ricoperta da un rivestimento di acciaio a tenuta. Il volume libero del contenimento è pari ad 82000 m³ e può resistere ad una pressione di 6 bar.

Nel caso estremamente improbabile di incidente severo, nel sistema di contenimento può essere rilasciata una grossa quantità di Idrogeno, come risultato delle reazioni di ossidazione tra il vapore del sistema primario e lo Zircaloy delle camicie delle barrette di combustibile e con il carbonio eventualmente presente nella composizione delle barre di controllo. Ulteriori quantità di idrogeno e di altri gas potenzialmente pericolosi per l'integrità a lungo termine del contenimento possono inoltre essere generati dalle reazioni tra il corium fuso e il calcestruzzo della cavità del contenimento (MCCI), nel caso di cedimento del recipiente in pressione. Per questo motivo, il cemento armato precompresso del cilindro interno dell'edificio del contenimento è progettato per poter resistere alla combustione dell'idrogeno generato. Inoltre

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione NNFISS-LP2-077	Rev. 0	Distrib. L	Pag. 8	di 32
--	---	------------------	----------------------	------------------	-----------------

nel sistema di contenimento vengono collocati dei ricombinatori auto catalitici (PAR) in grado di mantenere la concentrazione dell'idrogeno al di sotto del 10% in qualunque situazione, in modo da poter evitare il pericolo di detonazione.

La cavità del reattore è infine progettata per permettere la raccolta del corium fuso in caso di sviluppo “ex-vessel” di una sequenza incidentale severa e il suo trasferimento verso un'area di diffusione e refrigerazione. La superficie della cavità è protetta da uno strato di calcestruzzo “sacrificale”, a sua volta rivestita da uno strato protettivo consistente di un materiale refrattario. La zona di diffusione e raffreddamento del corium (core catcher) ha un'area di 170 m² ed è composta da una struttura metallica solida ricoperta da calcestruzzo sacrificale. Lo scopo è proteggere il basamento dell'isola nucleare da qualunque possibile danneggiamento refrigerandolo inferiormente tramite una serie di canali nei quali viene fatta circolare acqua. Il trasferimento del corium dalla cavità verso il core catcher avviene a seguito della fusione di un tappo di acciaio per effetto del calore liberato dal corium stesso. Dopo la fase di diffusione, l'allagamento del corium viene anch'esso iniziato dalla fusione di un secondo tappo fusibile che permette la discesa per gravità dell'acqua contenuta in un grosso serbatoio posto all'interno del contenimento e la sua successiva vaporizzazione.

2.3 PRINCIPALI SISTEMI DI SICUREZZA

Il sistema di sicurezza dell'impianto Mille600 è basato, tranne alcune eccezioni, su una ridondanza del 4x100% con quattro treni nominalmente identici per ciascuna funzione. Il sistema di refrigerazione di emergenza (SIS/RHRS) comprende un sistema di iniezione a media pressione (MHSI), quattro accumulatori, il sistema di iniezione a bassa pressione (LHSI) e la piscina per il trattamento del combustibile (IRWST).

Durante il normale funzionamento questo sistema in funzionalità RHR garantisce lo smaltimento del calore dal circuito primario sia nel caso in cui la rimozione attraverso i generatori di vapore sia insufficiente sia durante le fasi di refueling dell'impianto. Durante un transitorio incidentale la funzione garantisce una temperatura dell'acqua in uscita dal core inferiore ai 180 °C, a seguito di uno SCRAM del reattore.

La funzione principale del sistema SIS è iniettare acqua all'interno del nocciolo del reattore a seguito di un incidente di perdita di refrigerante (LOCA) allo scopo di compensare le conseguenze di un tale evento. La funzione dovrebbe attivarsi anche durante una rottura di uno o più tubi del generatore di vapore o nel caso di perdita delle funzioni di rimozione del calore da parte del sistema secondario.

Il sistema di iniezione a media pressione inietta acqua nel sistema primario ad una pressione di 92 bar (in modo da non superare il set-point di apertura delle valvole del secondario nel caso di rottura di un tubo dei generatori), mentre gli accumulatori e il sistema di iniezione a bassa pressione permettono l'ingresso di acqua nel primario quando la pressione è scesa ad un livello sufficientemente basso (45 bar per gli accumulatori, 21 bar per il LHSI). Funzioni di riserva sono previste nel caso di completa indisponibilità di uno dei sistemi di sicurezza. Per esempio, la perdita della rimozione del calore da parte del sistema secondario viene compensata da un'azione di “feed and bleed” attraverso un sistema di protezione contro la sovrappressione del sistema primario appositamente progettato e qualificato.

La piscina dell'IRWST è un serbatoio contenente una grande quantità di acqua borata ed è progettata in modo da poter raccogliere l'acqua rilasciata durante l'incidente all'interno del sistema di contenimento. La sua funzione principale è fornire l'acqua necessaria alle funzioni

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione NNFISS-LP2-077	Rev. 0	Distrib. L	Pag. 9	di 32
--	---	------------------	----------------------	------------------	-----------------

di refrigerazione di emergenza, di rimozione del calore residuo dal contenimento e al sistema di controllo chimico e volumetrico del refrigerante primario (CVCS), nonché garantire l'acqua necessaria al raffreddamento del corium durante la fase ex-vessel di una sequenza severa. Il serbatoio è localizzato sul fondo dell'edificio del contenimento sotto il piano operativo, tra la cavità del reattore e la parete esterna in calcestruzzo.

2.4 CARATTERISTICHE DEL NOCCIOLO DI UN MILLE600

Il modello di reattore considerato nel presente studio e denominato Mille600, è quello di un tipico impianto pressurizzato di III generazione a 4 circuiti, da 4500 MW termici (1600 MWe), raffreddato e moderato con acqua alla pressione di 15.5 MPa. Il fluido termovettore entra nel nocciolo alla temperatura di 295 °C, lambisce gli elementi di combustibile, ed esce alla temperatura di 330 °C. Il combustibile è quello tipico di un impianto pressurizzato e può raggiungere elevati tassi di bruciamento (fino 60 GWd/t), impiegando come combustibile UO₂ ma anche MOX fino al 50%. Il nocciolo è costituito da 241 elementi di combustibile a diverso arricchimento. Il controllo della reattività in eccesso del combustibile ad inizio vita è affidato a veleni bruciabili, mentre il boro disciolto nel moderatore (acido borico) e le barre di controllo assicurano la criticità del nocciolo durante tutto il ciclo di funzionamento. I principali dati del nocciolo Mille600 sono presentati nella Tabella 1. Ogni barretta di combustibile è composta da pastiglie di UO₂ contenute in tubi di Zircaloy e il cui arricchimento può raggiungere il valore massimo di 4.95 wt% in U-235. Le barrette di combustibile possono avere differenti composizioni lungo tutta la lunghezza dell'elemento di combustibile e possono contenere sia UO₂ che UO₂ miscelato ad ossido di gadolinio (Gd₂O₃) quale veleno bruciabile. In particolare, assialmente la barretta è costituita di una zona centrale contenente UO₂ altamente arricchito, due zone esterne superiori e inferiori, denominate di cutback ad arricchimento intermedio, ed infine due zone terminali dette di blanket con UO₂ a più basso arricchimento. Le caratteristiche più importanti della barretta di combustibile sono riportate in Tabella 2.

Tabella 1: Principali dati del nocciolo Mille600

Descrizione	Valore
Potenza elettrica	1600 MW
Potenza termica	4500 MW
Portata massica di refrigerante nel nocciolo	22225 kg/s
Portata di bypass (in %)	5.19 %
Pressione operativa	15.5 MPa
Tasso di bruciamento	≥ 60 GWday/MTU
Numero di elementi di combustibile	241
Reticolo	17x17
Interasse degli elementi	21.504 cm
Peso del combustibile per elemento	536.1 kg U

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione NNFISS-LP2-077	Rev. 0	Distrib. L	Pag. 10	di 32
--	---	------------------	----------------------	-------------------	-----------------

Tabella 2: Caratteristiche della barretta di combustibile

Descrizione	Valore
Interasse delle barrette di combustibile	12.6 mm
Lunghezza della barretta di combustibile	420 cm
Lunghezza totale della barretta	455 cm
Raggio esterno della pastiglie di combustibile	4.0957 mm
Raggio interno della barretta	4.1795 mm
Raggio esterno della barretta	4.75 mm
Materiale della barretta	Zircaloy
Altezza della pastiglie di combustibile	1.348 (UO ₂) cm
Densità UO ₂	10.52 g/cm ³
Potenza lineare	17.14 kW/m
Arricchimento massimo in U ₂₃₅	4.95 wt%
N° totale di barrette di combustibile	63624

Tabella 3: Caratteristiche delle barre di controllo

Descrizione	Valore
Materiali assorbitori	Ag - In- Cd
Percentuale in peso dei diversi materiali assorbitori (Ag, In, Cd)	80, 15, 5 %
Numero di barrette assorbenti per ogni elemento di combustibile	24
Numero di elementi con barre di controllo	89
Lunghezza parte assorbente	424 cm
Lunghezza totale barra di controllo	471.74 cm
Passo minimo di movimentazione barra	1.00 cm
Numero di passi totali	424
Raggio interno assorbitore	0.221 cm
Raggio esterno assorbitore	0.433 cm
Densità assorbitore	10.17 g/cm ³
Raggio interno guaina	0.4368 cm
Raggio esterno guaina	0.4838 cm
Materiale guaina	Zircaloy
Altezza controllata	412 cm

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione NNFISS-LP2-077	Rev. 0	Distrib. L	Pag. 11	di 32
--	---	------------------	----------------------	-------------------	-----------------

Il reattore è dotato di 89 barre di controllo, di cui 41 vengono utilizzate per il controllo della potenza e 48 invece sono utilizzate per lo spegnimento rapido del reattore. In Tabella 3 vengono riportate le caratteristiche più significative delle barre di controllo.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione NNFISS-LP2-077	Rev. 0	Distrib. L	Pag. 12	di 32
--	---	------------------	----------------------	-------------------	-----------------

3. DESCRIZIONE DELLA NODALIZZAZIONE PER MELCOR 1.8.6

3.1 DESCRIZIONE DEL CODICE MELCOR (V. 1.8.6)

Il codice MELCOR è un programma in grado di simulare in modo integrato l'evolversi di una sequenza incidentale severa in un impianto ad acqua leggera [3]. E' stato sviluppato presso il Sandia National Laboratory (US) quale strumento per l'analisi e la verifica degli impianti nucleari di seconda generazione, succedendo al "Source Term Code Package".

Lo spettro di fenomeni che possono verificarsi durante un incidente severo, inclusa l'analisi termo fluidodinamica del sistema primario e del sistema di contenimento, il riscaldamento, degradazione e danneggiamento del core, il rilascio e trasporto dei prodotti di fissione viene trattato in MELCOR con un approccio unificato, sia per impianti PWR che BWR. Il codice è stato sviluppato per facilitare l'esecuzione di analisi di sensitività, che permettano di valutare l'impatto di determinate ipotesi sul termine di sorgente esterno.

Il comportamento termoidraulico dell'impianto viene simulato in MELCOR facendo uso di volumi di controllo, giunzioni e strutture termiche. Tutti i materiali idrodinamici (e l'energia associata) risiedono nel volume di controllo. I materiali idrodinamici includono il refrigerante, il vapore e altri gas incondensabili. Si ipotizza che, sotto l'effetto della forza di gravità, tali materiali si separino formando una piscina sul fondo di ciascun volume di controllo. Tra piscina ed atmosfera possono esistere condizioni di non-equilibrio termico con fenomeni di condensazione/evaporazione. I volumi di controllo sono connessi tra loro da giunzioni attraverso le quali si può verificare un passaggio di materiale, valutato risolvendo l'equazione della quantità moto. In relazione all'altezza di collegamento di una giunzione ai due volumi di controllo collegati, si può avere una portata di aria e/o liquido attraverso la stessa, tenendo conto degli appropriati termini gravimetrici nella soluzione dell'equazione della quantità di moto.

MELCOR valuta il rilascio e il trasporto dei prodotti di fissione e dei materiali delle barre di controllo rilasciati sotto forma di aerosol durante un incidente con danneggiamento del core. Tali materiali vengono suddivisi in classi che rappresentano gruppi di elementi o composti con proprietà chimico-fisiche simili e all'interno di ciascuna classe si procede ad una suddivisione in sezioni, basate su predefiniti intervalli di valori del diametro delle particelle. Meccanismi di deposizione e agglomerazione degli aerosol, che possono determinare un'importante riduzione del termine di sorgente, sono simulati dal codice tenendo conto di effetti quali la diffusioforesi e la termoforesi.

Il codice MELCOR è in grado di valutare la risposta termica del nocciolo e delle strutture del plenum inferiore del vessel, inclusa la parte della testa inferiore del recipiente in pressione. Viene quindi simulata la rilocalizzazione dei materiali fusi del nocciolo e la successiva formazione di un debris nelle zone più basse del nocciolo stesso. Il combustibile, le camicie degli elementi di combustibile, le griglie spaziatrici e le altre strutture del core (come ad esempio le barre di controllo) vengono simulate attraverso "celle" che costituiscono una sorta di sottonodi dei volumi di controllo in cui è stato suddiviso il core. In ciascuna cella vengono simulati tutti i più importanti processi di scambio termico, compreso l'irraggiamento tra celle adiacenti e verso le strutture periferiche. La conduzione radiale attraverso il gap della barretta del combustibile viene inoltre presa in considerazione, mentre la convezione verso il materiale idrodinamico presente nei volumi di controllo è simulata per un ampio spettro di condizioni del fluido e delle temperature superficiali.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione NNFISS-LP2-077	Rev. 0	Distrib. L	Pag. 13	di 32
--	---	------------------	----------------------	-------------------	-----------------

Le possibili reazioni di ossidazione dello Zircaloy e dell'acciaio sono considerate nei casi limite sia della diffusione dell'ossigeno attraverso lo strato di ossido che della diffusione del vapore o dell'ossigeno attraverso lo strato limite della miscela che lambisce il metallo.

3.2 IL SISTEMA PRIMARIO E SECONDARIO DELL'IMPIANTO MILLE600

Il modello MELCOR dell'impianto Mille600 è stato messo a punto sulla base dei dati riportati in [1] e [4]. Come già sottolineato, il set di dati Mille600 non fa riferimento ad un preciso impianto commerciale, ma ad un generico impianto PWR avanzato. Alcuni dei dati dell'impianto Mille600, non disponibili dalla documentazione, sono stati scelti con stime ingegneristiche basate sull'esperienza relativa alla simulazione di altri reattori ad acqua in pressione. Inoltre non sono stati simulati molti dei sistemi di refrigerazione di emergenza dell'impianto, in quanto essi risultano non disponibili durante la sequenza incidentale scelta. Non sono state infine implementate le logiche di controllo che sarebbero risultate non significative durante una sequenza di SBO. Il modello è stato tuttavia sviluppato in modo da rendere semplici tali miglioramenti, una volta che i relativi dati siano resi disponibili.

La nodalizzazione dell'impianto Mille600 per il codice MELCOR include le seguenti parti principali:

- nocciolo del reattore;
- sistema primario;
- sistema secondario;
- sistema di contenimento.

Per ridurre la complessità del modello sono stati nodalizzati solamente due circuiti simulanti il sistema primario dell'impianto, il primo contenente il pressurizzatore, l'altro comprendente gli altri tre loop del circuito di refrigerazione. La simulazione dei sistemi primario e secondario comprende il modello delle parti più importanti del sistema di refrigerazione del reattore:

- il recipiente in pressione e il core;
- le tubazioni principali;
- il pressurizzatore;
- i generatori di vapore;
- le valvole di sicurezza e le relative logiche di apertura/chiusura.

La nodalizzazione sviluppata con MELCOR del recipiente in pressione e del core dell'impianto sono mostrate nelle Fig. 1 e 2. Il core è stato schematizzato con tre anelli radiali (due simulanti il rispettivamente il canale caldo e quello medio del core e il terzo necessario per la descrizione delle zone del plenum inferiore che si trovano sotto il downcomer) e 14 livelli assiali. Per ciascun anello radiale vengono utilizzati 4 nodi di controllo termidraulici mentre uno specifico modello del codice permette di valutare il gradiente termico assiale per le celle del core localizzate all'interno di tali volumi. Le giunzioni assiali e radiali del core permettono la simulazione dei moti di circolazione naturale che possono instaurarsi durante una sequenza incidentale all'interno del core. Strutture termiche rappresentative della piastra

superiore del core sono state aggiunte al modello per permettere l'eventuale scambio termico per condensazione e il ricircolo del refrigerante all'interno del vessel. Per la simulazione del core sono stati usati globalmente 15 volumi di controllo, connessi da giunzioni assiali e radiali. Per le giunzioni del core è stata prevista la possibilità che possano essere parzialmente bloccate durante la fase di rilocazione del core, con un ricalcolo automatico delle perdite di carico relative. Il calore di decadimento viene valutato dal modulo ORIGEN (integrato nel codice MELCOR), che permette di seguire la dinamica dei radionuclidi e della relativa generazione di calore.

La nodalizzazione del Mille600 è stata sviluppata impiegando per quanto possibile i valori standard dei parametri dei principali modelli di MELCOR. I parametri di input specifici per la simulazione del core del Mille600 sono presentati in Tabella 4.

Tabella 4: Parametri di input per la simulazione del core del Mille600

Parametro	Scheda	Descrizione	Default	Mille600
IUEMOD	COR00006	Modello di eutettico	0 (non attivo)	0
IHSDT	COR00006	Opzione per le condizioni al contorno delle strutture termiche	0 (Condizioni al contorno richieste)	0
IDTDZ	COR00006	Opzione per la valutazione del gradiente termico	0 ($\square$ t/ $\square$ z valutato sulla base dell'idrodinamica dei volumi di controllo)	0
HDPBN	COR00009	Parametri cedimento testa inferiore del vessel. Coefficiente di scambio termico tra debris e penetrazioni vessel.	1000 W/m ² K	500 W/m ² K
HDBLH	COR00009	Parametri cedimento testa inferiore del vessel. Coefficiente di scambio termico tra debris e testa inferiore del vessel.	1000 W/m ² K	500 W/m ² K
TPFAIL	COR00009	Temperatura cedimento testa inferiore del vessel	1273.15	1273.15

Il sistema primario e il secondario del Mille600 sono stati simulati utilizzando 74 volumi di controllo idrodinamici (Figura 3). Entrambi i sistemi sono stati suddivisi in due circuiti: il primo connesso al pressurizzatore e contenente l'eventuale rottura nel caso di simulazione di un incidente con perdita di refrigerante, il secondo comprendente gli altri tre circuiti dell'impianto. Particolare attenzione è stata dedicata alla simulazione della geometria del "loop seal" presente nella gamba fredda dei quattro circuiti del sistema primario e della linea di connessione del pressurizzatore alla gamba calda. Quest'ultima linea di connessione è formata da una lunga tubazione costituita di sette tratti diritti connessi da gomiti termicamente controllati per evitare qualunque stratificazione termica durante le condizioni di normale funzionamento. La corretta nodalizzazione di questa linea permette di predire la dinamica del livello di acqua nel pressurizzatore specialmente durante sequenze incidentali caratterizzate da una lenta diminuzione della quantità di acqua nel sistema primario. Anche la simulazione dei generatori di vapore e del secondario dell'impianto Mille600 ha richiesto una

nodalizzazione sufficientemente dettagliata (Figura 4). Per ciascun generatore sono stati usati 15 volumi di controllo idrodinamici, grazie ai quali è stato possibile descrivere le caratteristiche peculiari delle soluzioni adottate in Mille600 per ottimizzare la trasmissione del calore dal primario al secondario. Tra i volumi del secondario e quelli che simulano i tubi ad U del generatore vi è una corrispondenza 1 a 2 che permette di catturare la dipendenza dello scambio termico attraverso i tubi dal livello di acqua nel secondario, durante una sequenza con perdita completa dell'acqua di alimento.

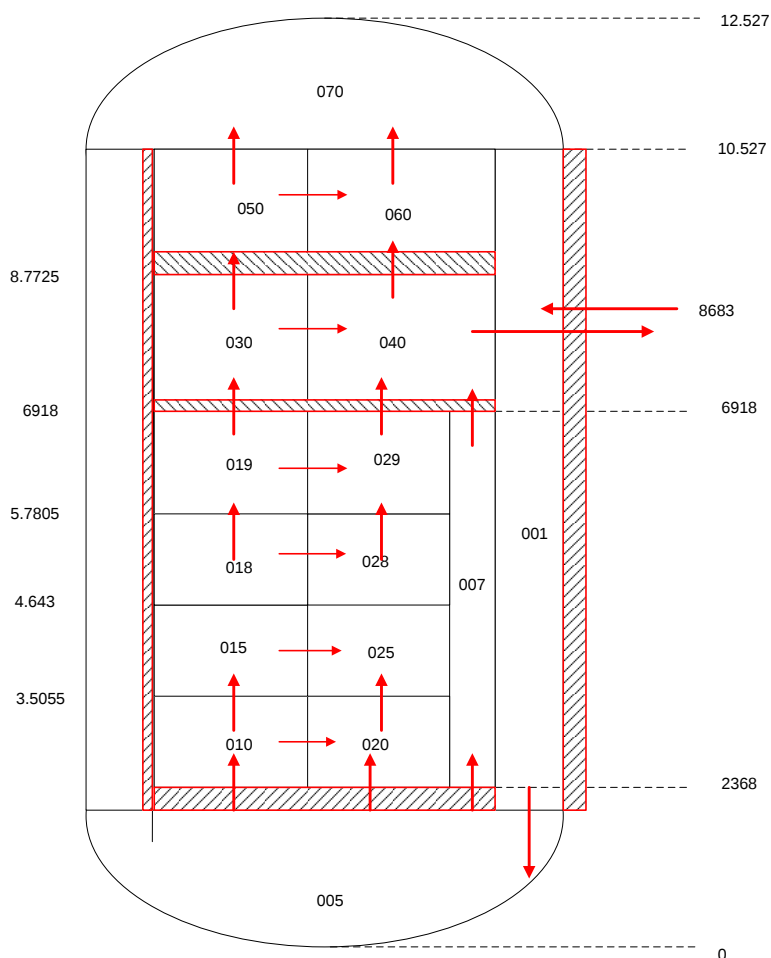


Figura 1: nodalizzazione del recipiente in pressione del Mille600 per MELCOR

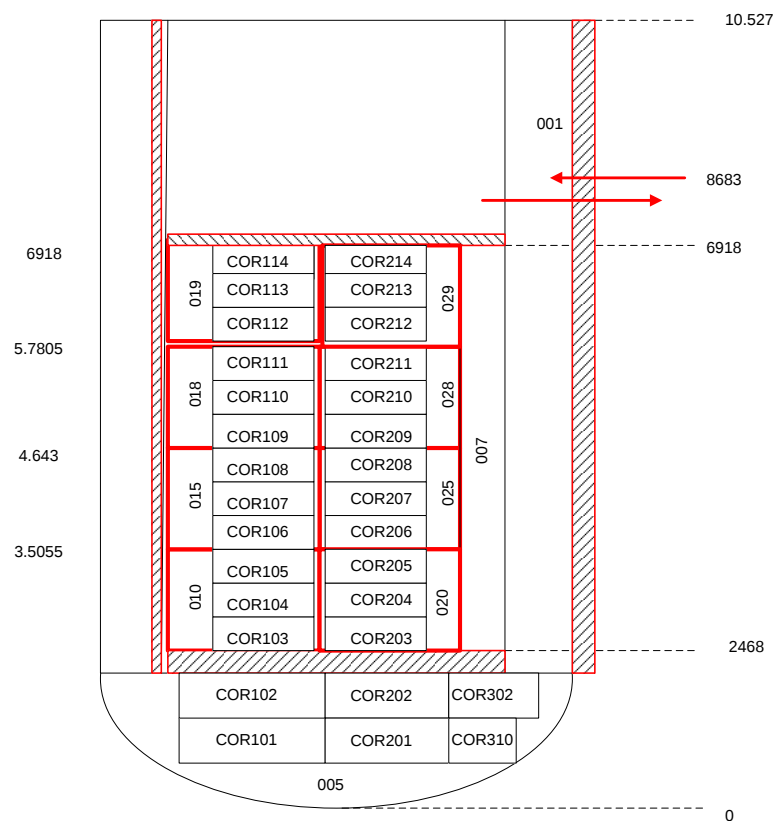


Figura 1. nodalizzazione del core del Mille600 per MELCOR

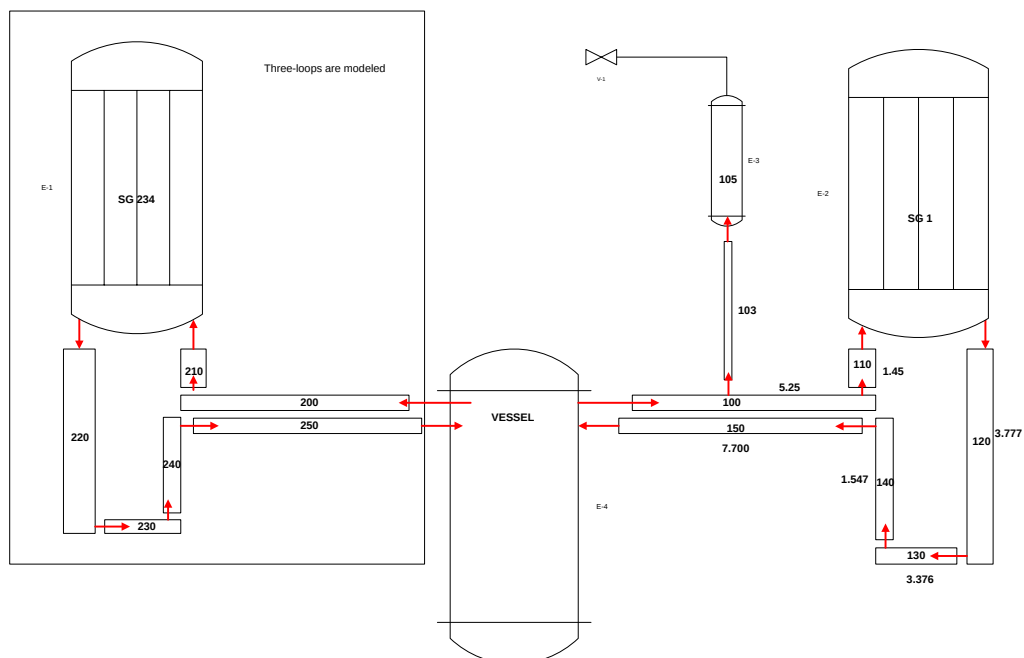


Figura 2. nodalizzazione del sistema primario del Mille600 per MELCOR

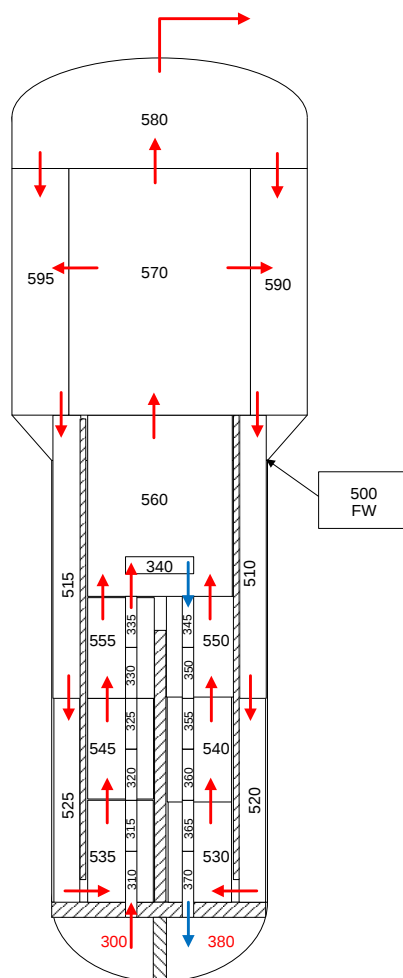


Figura 3. nodalizzazione del generatore di vapore del Mille600 per MELCOR

3.3 DESCRIZIONE DEI MODELLI DEL SISTEMA DI CONTENIMENTO

Il modello dell'edificio di contenimento dell'impianto Mille600 (Figura 5) è stato messo a punto seguendo l'impostazione presentata in [1]. Tale nodalizzazione è stata adattata affinché potesse interfacciarsi al restante modello dell'impianto, e completata con il serbatoio di sfogo del pressurizzatore e dai modelli per la simulazione di ricombinatori di idrogeno autocatalitici passivi. Il modello permette la valutazione dei fenomeni di circolazione naturale all'interno del sistema, fornendo quindi una stima realistica della distribuzione dei gas incondensabili (in particolare dell'idrogeno) e delle potenzialità dei ricombinatori catalitici passivi. La nodalizzazione permette anche di prevedere l'eventuale stratificazione termica o di massa che si può venire ad avere in particolari zone del contenimento o tra gli ambienti più bassi e quelli più alti. Le salvaguardie previste per mitigare la fase ex-vessel di una sequenza incidentale non sono al momento simulate.

Il sistema di contenimento è suddiviso in 8 volumi di controllo collegati da 16 giunzioni, mentre lo scambio termico e di massa con le pareti dell'edificio viene simulato tramite 21 strutture termiche.

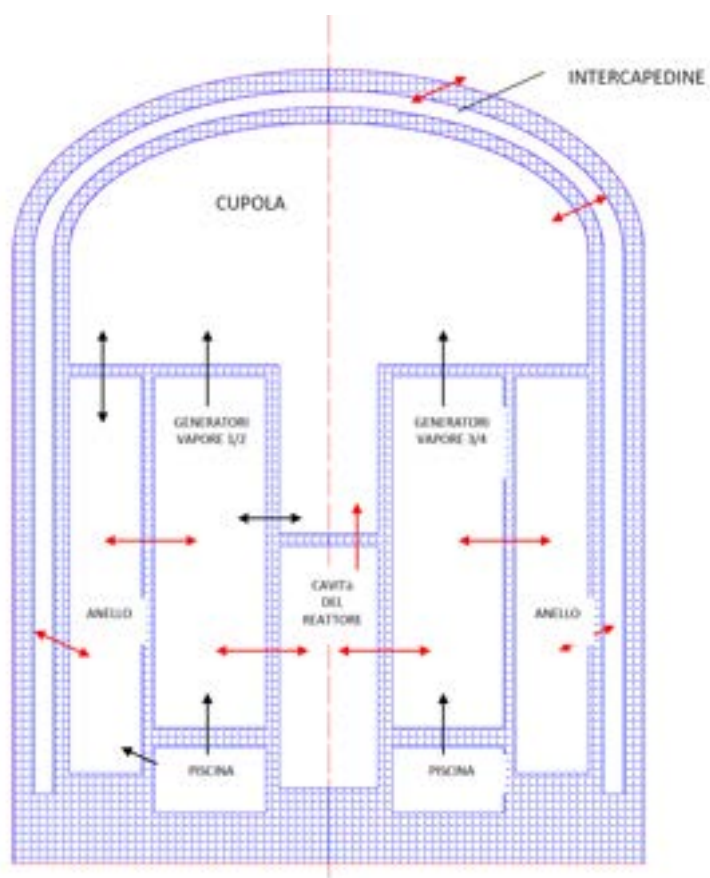


Figura 4: nodalizzazione del sistema di contenimento del Mille600 per MELCOR

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione NNFISS-LP2-077	Rev. 0	Distrib. L	Pag. 19	di 32
--	---	------------------	----------------------	-------------------	-----------------

4. DESCRIZIONE DELLA SEQUENZA DI SBO NELL'IMPIANTO MILLE600

La sequenza incidentale analizzata ha inizio con la perdita dell'alimentazione elettrica in corrente alternata, che immediatamente provoca il progressivo rallentamento delle quattro pompe principali di circolazione del fluido di refrigerazione primario e il trip delle turbine con conseguente isolamento del sistema secondario. Pochi istanti dopo l'inizio dell'incidente avviene anche lo SCRAM del reattore per effetto della caduta per gravità delle barre di controllo. Nella simulazione tale evento è subordinato cautelativamente al raggiungimento del segnale di alta pressione nel sistema primario. Si ipotizza che anche i generatori diesel di emergenza non riescano a partire e che come effetto della perdita di tutte le sorgenti di energia, l'alimentazione elettrica non sia più disponibile. Allo stesso modo vengono a mancare la portata di "letdown" e le funzioni di controllo del livello del pressurizzatore e delle perdite dalle tenute delle pompe. Quest'ultima indisponibilità dà luogo anche ad una piccola perdita di refrigerante primario che nella presente analisi non è stata simulata.

I sistemi di iniezione di emergenza a media e bassa pressione sono quindi anch'essi non disponibili, essendo sistemi attivi, mentre gli accumulatori non intervengono in quanto la pressione del sistema primario non scende mai durante la sequenza sotto il loro set-point di intervento. Durante la sequenza si ipotizza infatti che non avvenga l'apertura manuale delle valvole del sistema di protezione contro la sovrappressione del sistema primario.

Questo scenario incidentale, che ha una probabilità di accadimento estremamente bassa, comporta conseguenze tipiche di un incidente severo, in quanto nessuno dei sistemi che normalmente sarebbe in grado di garantire la rimozione del calore di decadimento dal core viene ipotizzato disponibile né si dà credito ad altre operazioni mirate alla mitigazione dell'incidente.

Il blocco delle pompe del sistema di alimentazione principale del secondario e l'indisponibilità dell'acqua di alimento ausiliaria fanno sì che venga a mancare in poco tempo anche la rimozione del calore attraverso i generatori di vapore. Si assume invece la disponibilità di una batteria che permette l'apertura e la chiusura delle valvole di sicurezza presenti sul pressurizzatore e sui quattro generatori di vapore.

Il blocco dell'acqua di alimentazione e la chiusura delle valvole di isolamento principale del vapore, causano un iniziale aumento della pressione nel sistema secondario, per effetto dell'ebollizione dell'acqua presente nei generatori. L'apertura delle valvole di sicurezza situate su ciascuno dei quattro generatori limita questa salita di pressione, provocando tuttavia una progressiva diminuzione della quantità d'acqua presente nel secondario.

Durante la fase iniziale della sequenza, infatti, la circolazione naturale che si instaura tra il core e i generatori di vapore trasporta il fluido refrigerante caldo verso i tubi ad U e permette la rimozione di una parte dell'energia prodotta nel core da parte dell'acqua rimasta nel secondario. L'ebollizione di quest'acqua e il rilascio di vapore al sistema di contenimento attraverso le valvole di sicurezza dei generatori porta al progressivo essiccamento del lato secondario dei generatori.

Dopo questa fase, il calore generato riscalda e fa diminuire la densità dell'acqua del sistema primario, provocando quindi un aumento della temperatura e della pressione nel sistema. L'aumento di pressione nel primario viene limitato dall'apertura delle valvole di sicurezza del pressurizzatore (3 treni di valvole con set point di apertura progressivamente sempre più alti). La conseguente perdita di refrigerante dal sistema primario porta allo scoprimento del nocciolo e al conseguente surriscaldamento degli elementi di combustibile. Le alte

temperature raggiunte sulla superficie delle barrette di combustibile innescano reazioni di ossidazione tra il vapore e lo Zircaloy con produzione di idrogeno e di calore che si aggiunge a quello prodotto per il decadimento dei prodotti di fissione.

Se a questo punto della sequenza incidentale, nessuna misura mitigativa viene attivata, il nocciolo può subire un progressivo danneggiamento con rilocalizzazione di materiale verso le parti più basse del recipiente in pressione, formazione di un letto di debris sul fondo del vessel, cui può seguire un attacco meccanico e termico alla testa inferiore dello stesso. L'eventuale cedimento di una delle penetrazioni o della testa inferiore del recipiente in pressione dà inizio alla fase "ex-vessel" della sequenza, caratterizzata dall'interazione del corium fuso sia con l'atmosfera che con il materiale del basamento della cavità del sistema di contenimento. Tale fase "ex-vessel" non è oggetto di questa analisi.

4.1 CALCOLO DI STAZIONARIO DELL'IMPIANTO

Un calcolo di stazionario è stato condotto utilizzando il modello MELCOR sviluppato allo scopo di validarne la stabilità dei risultati in condizioni nominali di funzionamento per un periodo sufficientemente lungo (3000 s). I risultati ottenuti sono presentati in Tabella 5 e confrontati con i dati di riferimento assunti per l'impianto Mille600.

Tabella 5: Risultati del calcolo di stazionario e confronto con i valori di impianto

	Calcolo	Impianto
Potenza termica (MW)	4500	4500
Pressione del secondario (bar)	7.71	7.72
Pressione nel pressurizzatore (bar)	15.5	15.5
Temperatura di ingresso al vessel (°C)	297.2	295.4
Temperatura di uscita dal vessel (°C)	329.7	329.8
Temperatura dell'acqua di alimento (°C)	230	230
Portata attraverso il core (kg/s)	22297	22232
Portata attraverso il bypass(%)	4.6	5
Prevalenza delle pompe (bar)	10.	-
Portata dell'acqua di alimento* (kg/s)	638.1	638.1
Portata di vapore in turbina* (kg/s)	634.2	638.1.

(*) singolo generatore di vapore

4.2 RISULTATI DELLA SEQUENZA DI SBO

Lo scenario incidentale analizzato con il codice MELCOR inizia con la perdita completa di ogni sorgente di energia esterna in corrente alternata e con una progressiva degradazione delle batterie in corrente continua disponibili. Si ipotizza che non vi sia perdita di refrigerante dalle tenute delle pompe di circolazione principali del sistema primario. Lo scenario evolve come

una sequenza ad alta pressione senza alcun possibile intervento dei sistemi di iniezione di emergenza ed è considerata la più severa dal punto di vista della produzione di idrogeno all'interno del sistema primario. Nella Tabella 6 vengono riassunte le più importanti ipotesi e condizioni al contorno assunte nel calcolo. La Tabella 7 mostra invece la sequenza temporale degli eventi più significativi che si verificano durante lo scenario incidentale.

Tabella 6: Condizioni al contorno ed ipotesi per la sequenza incidentale

Condizioni al contorno	Milec600 - SBO
Emergency Feed Water System	Indisponibile
MHSI	Indisponibile
LHSI	Indisponibile
Pompe dell'acqua di alimentazione	Trip a t=0 sec.
Valvole di isolamento del vapore	Chiusura a t=0 sec.
PRZ valvole di sicurezza 1 (SRV 1)	set-point di apertura: 17.5 MPa
PRZ valvole di sicurezza 2 (SRV 2)	set-point di apertura: 17.8 MPa
PRZ valvole di sicurezza 3 (SRV 3)	set-point di apertura: 18.1 MPa
PRZ spray	Indisponibile
Pompe del circuito primario	Trip a t=0 sec.
Potenza reattore	SCRAM alta pressione primario (16.5 MPa)
Valvole SG	Set-point apertura: 9.44 MPa
Turbine Trip	Trip at t=0 sec.

Tabella 7: cronologia dei principali eventi della sequenza di SBO

Evento	Descrizione	Istante (sec)	Note
1	Station Black Out	0	Imposto
2	SCRAM del reattore	18.7	On PRZ <i>low level signal</i>
3	Prima apertura valvole SG	45	
4	Dryout dei tubi del generatore	170	Inizio scoprimento
		2600	Metà altezza
		4050	Base
5	PRZ full	7210	Diminuzione rilevante della massa del primario
6	Inizio scoprimento del core	9970	
7	Inizio surriscaldamento del combustibile	10200	
8	Core completamente scoperto	12280	
9	Inizio della reazione di ossidazione	12390	
10	Immissione di H2 nel contenimento	12550	
11	Inizio rilocazione core danneggiato	19600	

Il calcolo della sequenza di SBO effettuato con il codice MELCOR 1.8.6 è stato terminato a 25000 s dall'inizio della sequenza incidentale, quando il core comincia a subire la prima fase di degradazione. A seguito della perdita completa dell'alimentazione elettrica e della capacità di rimozione del calore da parte dei quattro generatori di vapore, la pressione nel sistema secondario raggiunge velocemente il set point di apertura delle valvole di rilascio del vapore, mentre la pressione del sistema primario dopo una veloce fase di discesa, successiva allo scram dell'impianto, raggiunge il valore di circa 17.6 MPa, set-point di apertura delle valvole di sicurezza del pressurizzatore, dopo circa 5600 s dall'inizio dell'incidente (Fig. 6). La pressione rimane quindi intorno a questo valore per effetto dell'apertura e chiusura di queste valvole.

La perdita di vapore attraverso le valvole dei generatori di vapore determina una veloce diminuzione della quantità di acqua complessivamente presente nel sistema secondario (Fig. 7), mentre il progressivo riscaldamento dell'acqua del sistema primario e conseguente rigonfiamento del fluido provoca una salita del livello del pressurizzatore (Fig. 8) che diventa "solido" dopo 7160 s.

Dalle valvole di sicurezza del pressurizzatore comincia pertanto una perdita di refrigerante primario (Fig. 9) sotto forma di un efflusso critico bifase che viene scaricato nel serbatoio di sfogo nel sistema di contenimento, determinando da una parte un veloce decremento della massa di fluido primario, dall'altra una drastica degradazione della potenza termica rimossa

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione NNFISS-LP2-077	Rev. 0	Distrib. L	Pag. 23	di 32
--	---	------------------	----------------------	-------------------	-----------------

fino a quel momento attraverso i generatori di vapore grazie ad una sostenuta circolazione naturale tra il recipiente in pressione e questi ultimi (Fig. 10).

La potenza di decadimento generata nel nocciolo provoca quindi l'inizio dello scoprimento del core intorno ai 9900 s dall'inizio dell'incidente (Fig.11); come conseguenza la temperatura delle barrette di combustibile comincia a crescere fino a che, intorno ai 19000 s, le zone superiori del core subiscono una decisa degradazione e cominciano a rilocare verso il basso. La salita di temperatura del combustibile è solo parzialmente mitigata prima dall'effetto refrigerante del vapore prodotto dal debris fuso e rilocato nelle zone inferiori, poi dallo svuotamento del loop seal dei tre circuiti non contenenti il pressurizzatore che, come mostrato in Fig. 12, avviene circa dopo 21000 s provocando una breve fase di ribagnamento del core surriscaldato.

Il surriscaldamento delle barrette di combustibile è anche in parte dovuto alla reazione fortemente esotermica di ossidazione delle camicie di Zircaloy da parte del vapore presente nel vessel e che, a partire dai 12600 s, provoca la produzione di circa 900 kg di Idrogeno (Fig. 13).

La risposta della pressione nel sistema di contenimento è pressoché identica in tutti i volumi dell'edificio per rilasci immessi nel sistema stesso ed è caratterizzata da tre picchi (Fig. 14), il primo dovuto all'efflusso del vapore dalle valvole dei generatori di vapore che viene ipotizzato sfogare nelle cavità dei generatori, il secondo alla portata di acqua e vapore (e successivamente anche di idrogeno) attraverso le valvole di sicurezza del pressurizzatore e l'ultimo conseguenza dello sbuffo di vapore surriscaldato che si ha dai generatori di vapore, come risultato dello svuotamento del loop seal dei tre circuiti non contenenti il pressurizzatore. Allo stesso modo anche la temperatura negli ambienti del sistema di contenimento sembra mostrare una buona omogeneizzazione termica dell'atmosfera (Fig. 15), se si esclude il picco di temperatura causato dall'immissione nella seconda cavità dei generatori di vapore fortemente surriscaldato che determina il terzo picco di pressione nel contenimento.

La Figura 16 mostra l'integrale della quantità di idrogeno che viene ricombinato dai PAR, dal quale si evince come essi siano in grado di trattare circa la metà del gas prodotto durante la sequenza incidentale. La concentrazione molare dell'idrogeno nei compartimenti del sistema di contenimento si mantiene pertanto su valori non eccessivamente elevati (generalmente < 5%) e risulta essere omogeneamente distribuita all'interno dei vari volumi dell'edificio.

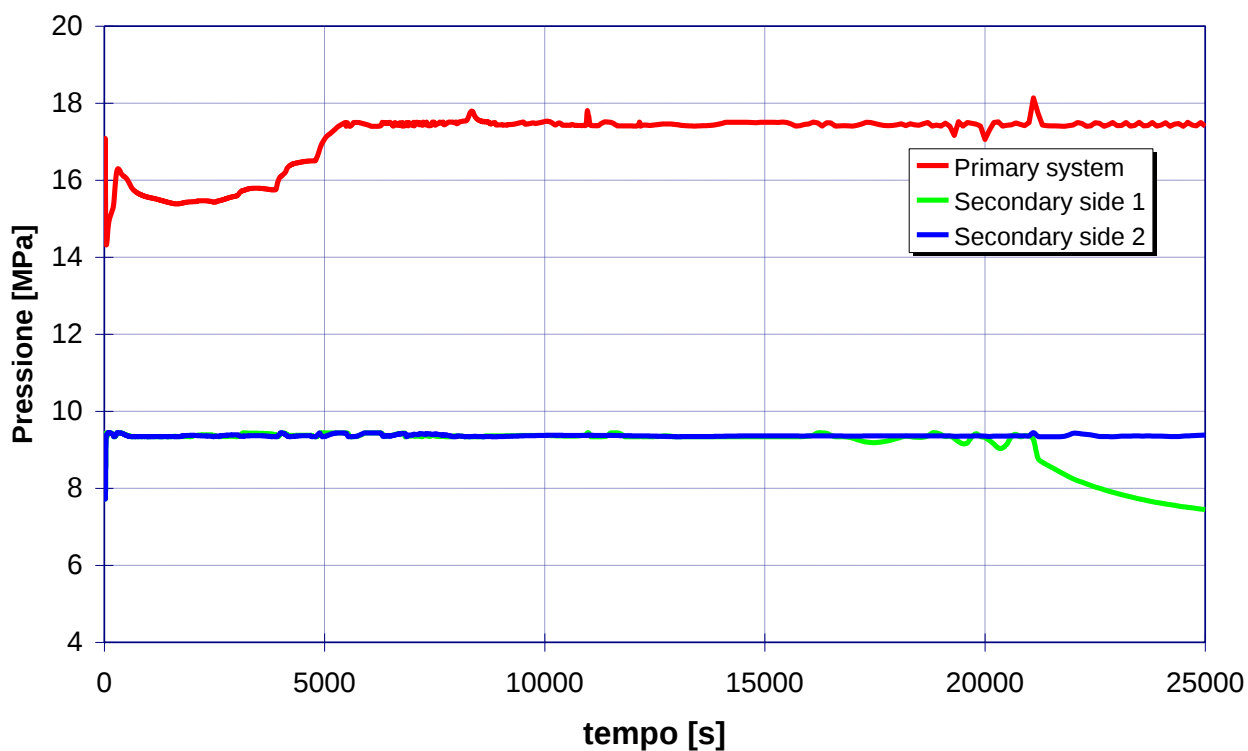


Figura 5: Pressione nel sistema primario e secondario del Mille600

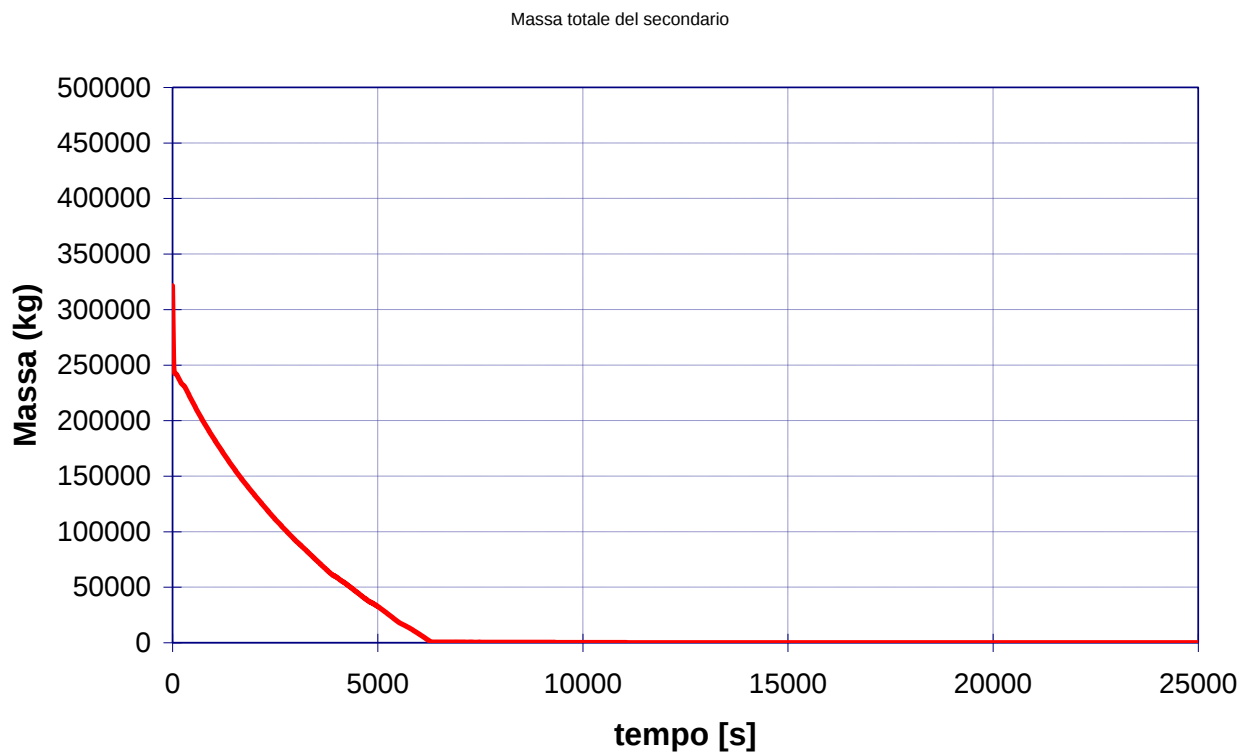


Figura 6: Massa di acqua nel secondario

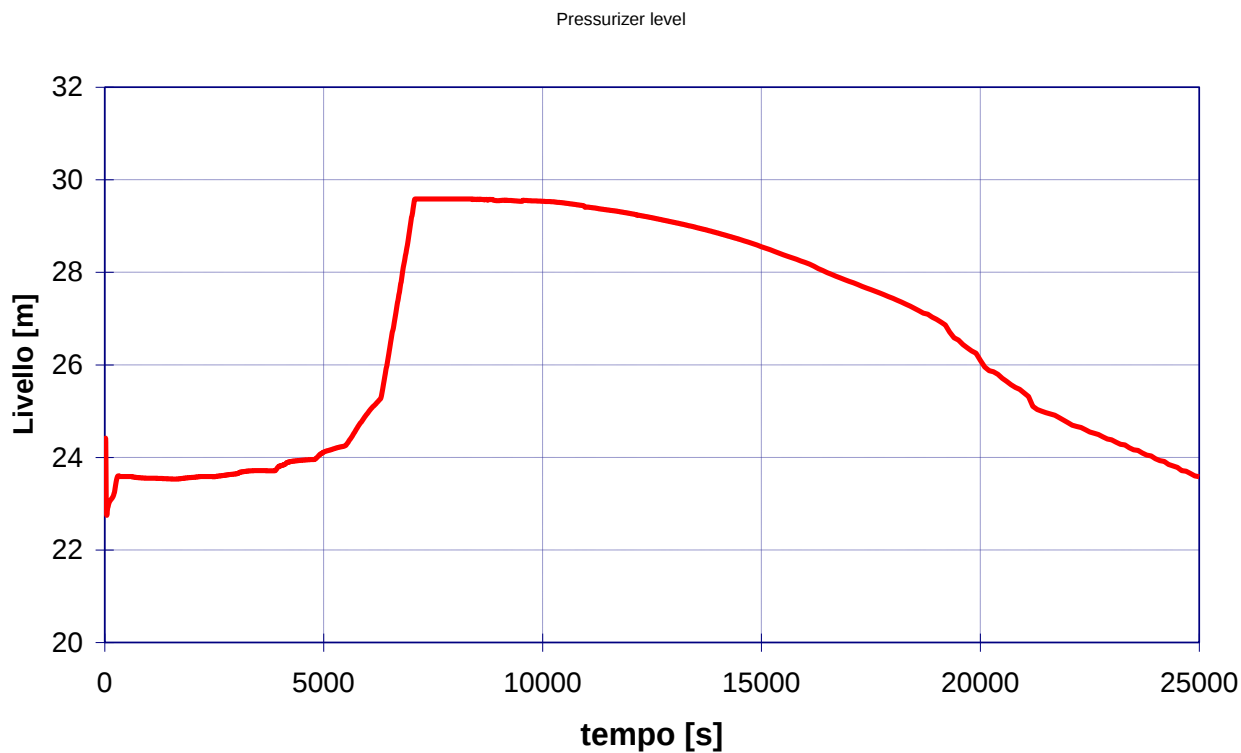


Figura 7: Livello di acqua nel pressurizzatore

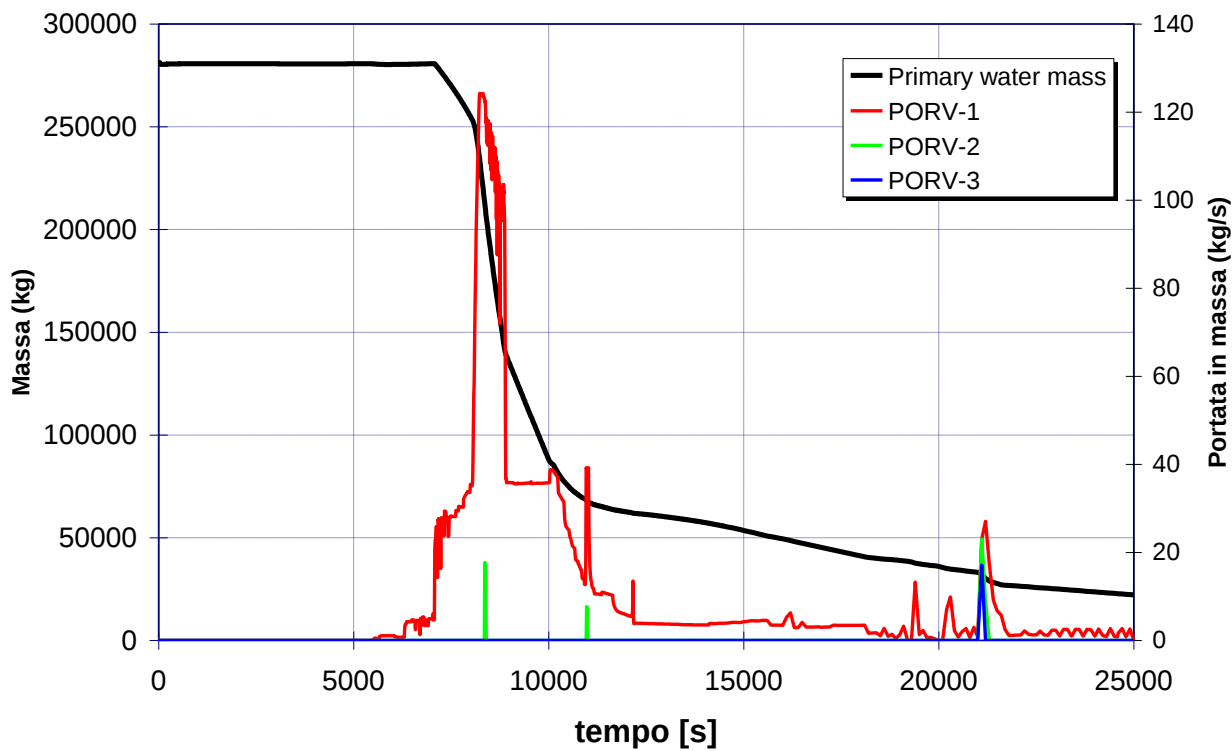


Figura 8: Massa di acqua nel sistema primario e portata attraverso le PORV

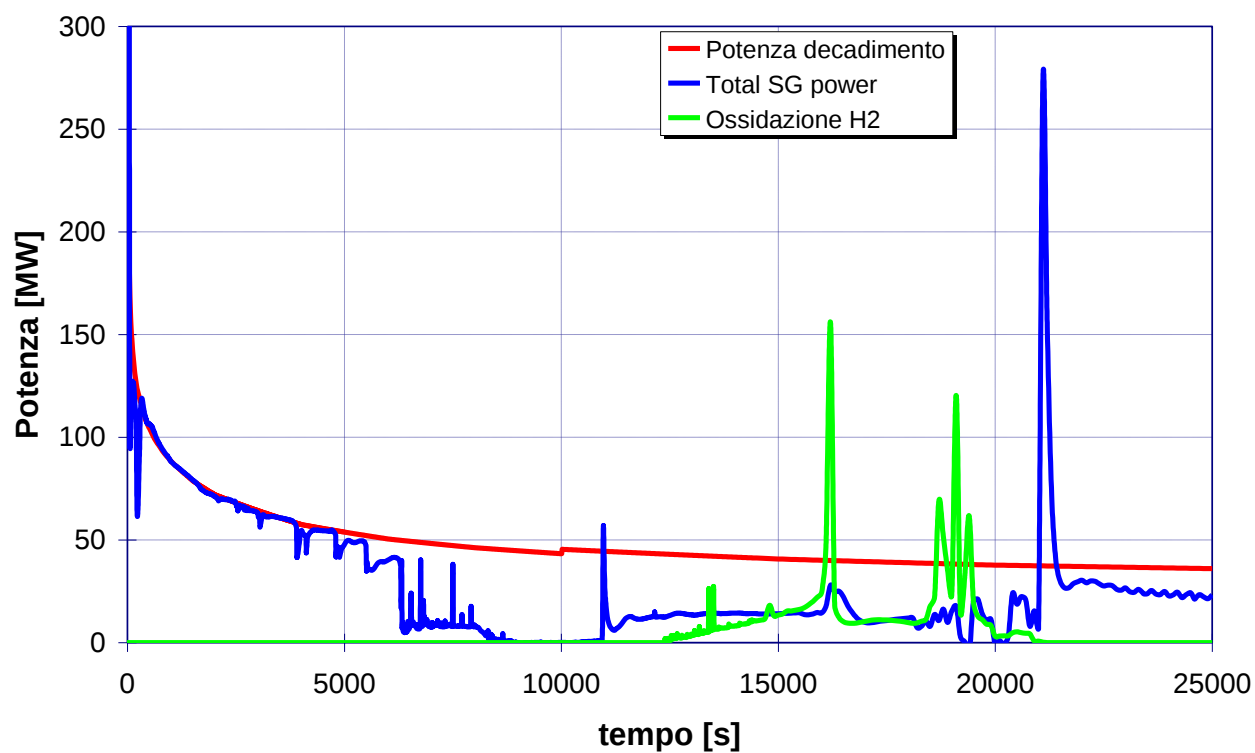


Figura 9: Potenza termica del core vs potenza scambiata attraverso i generatori

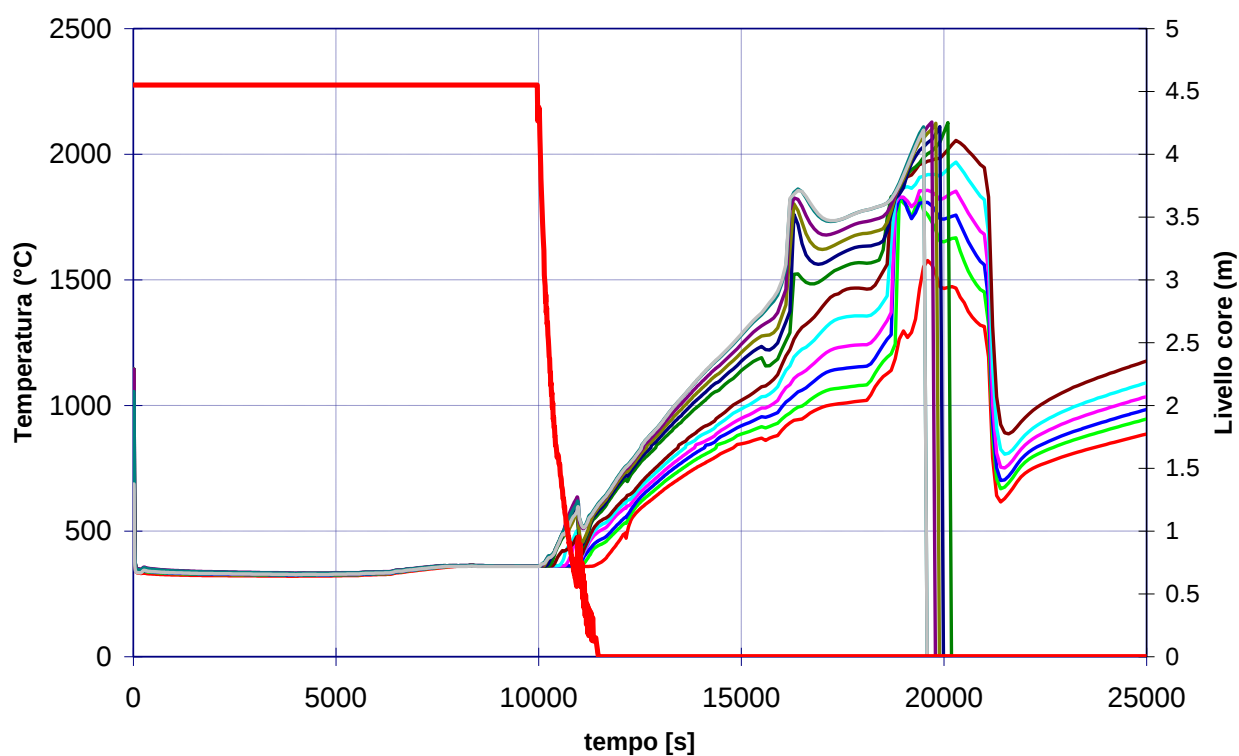


Figura 10: Livello e temperature nel core

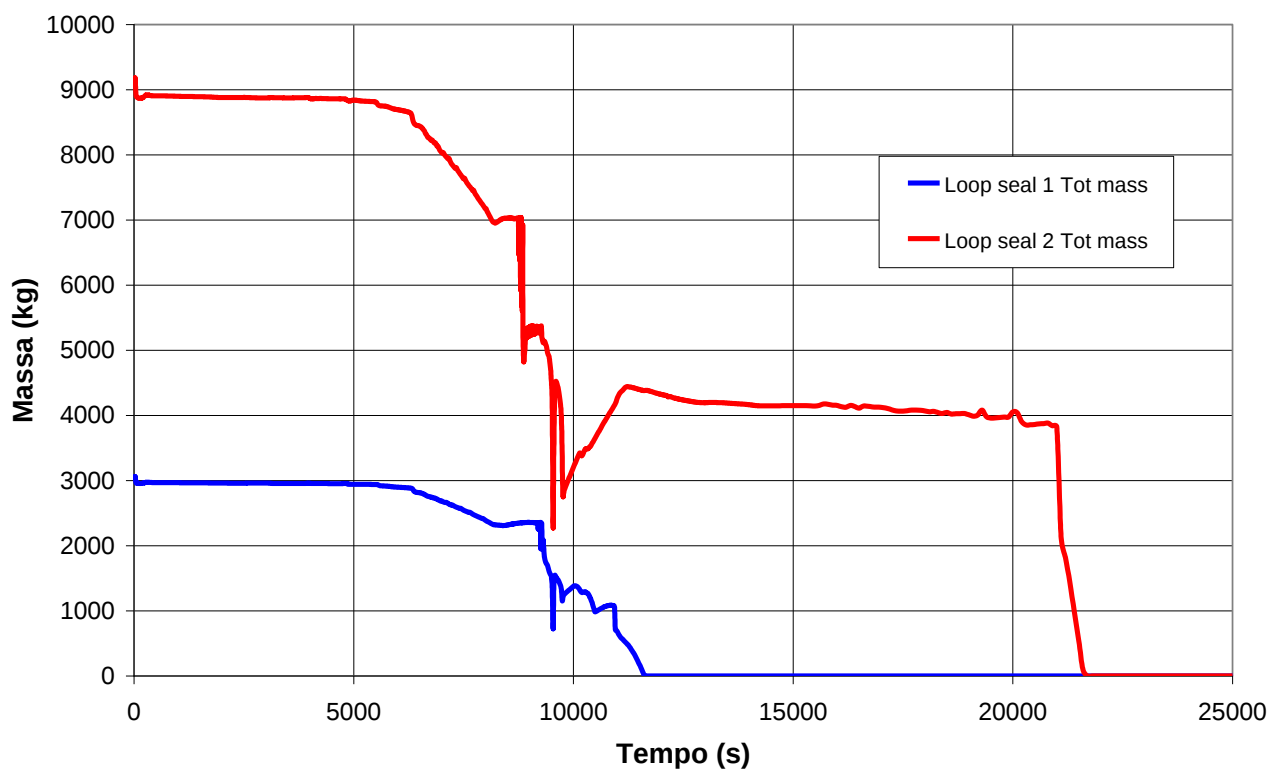


Figura 11: Massa di acqua nei due loop seal

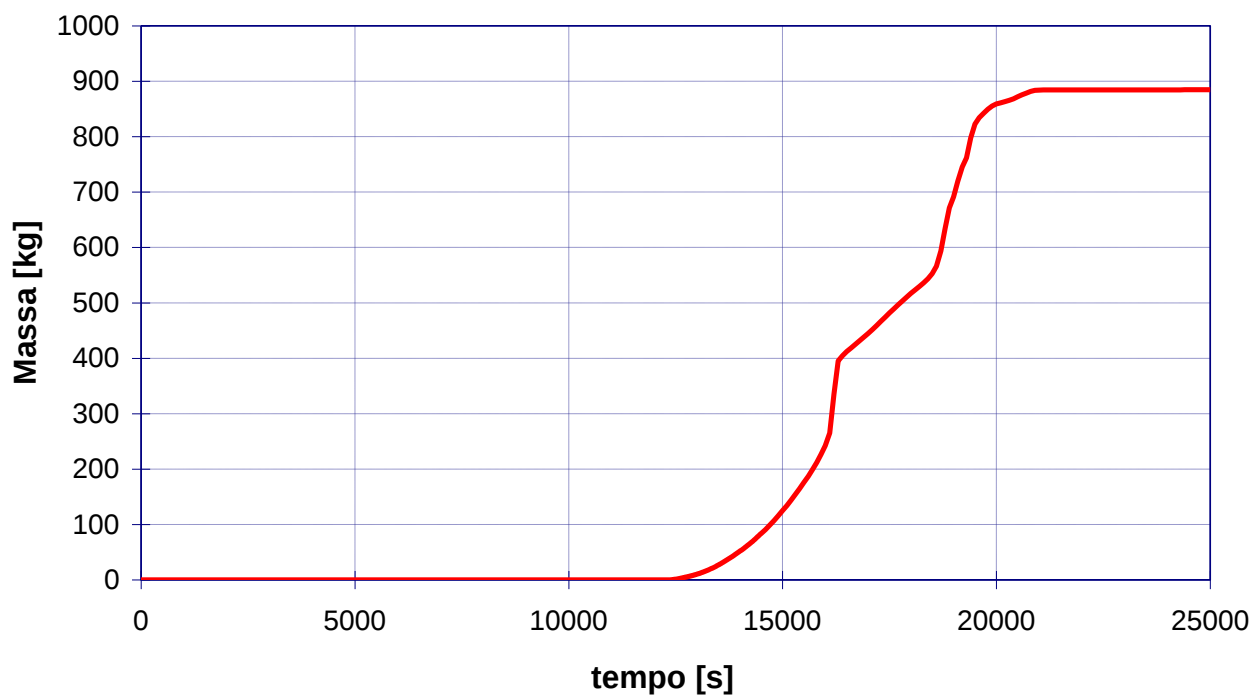


Figura 12: Quantità di Idrogeno prodotta nel sistema primario

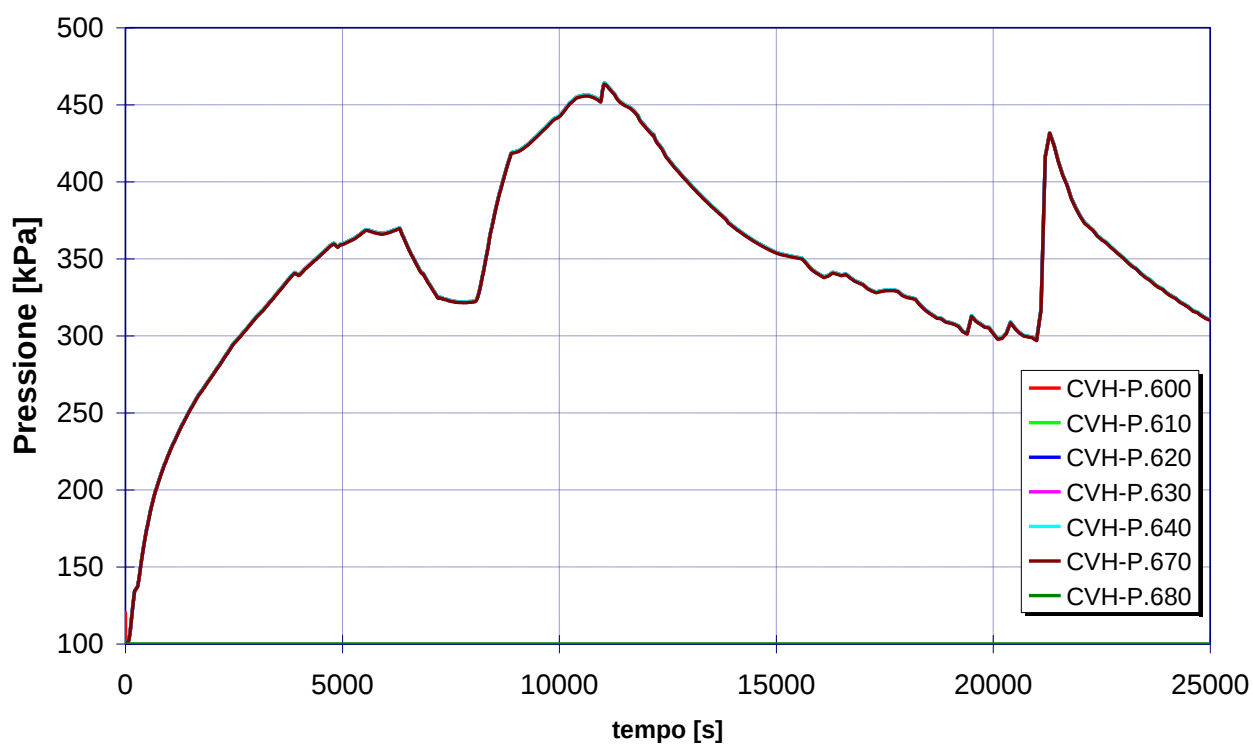


Figura 13: Pressione nel sistema di contenimento

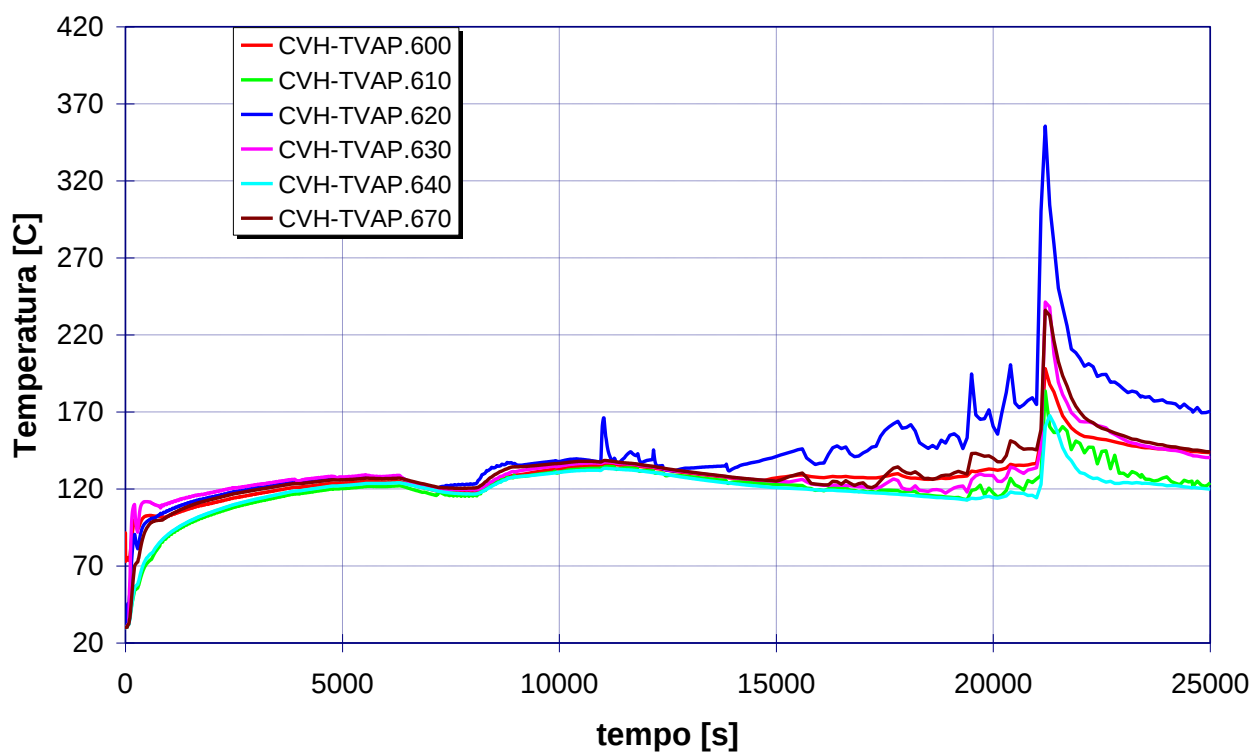


Figura 14: Temperatura dell'atmosfera del sistema di contenimento

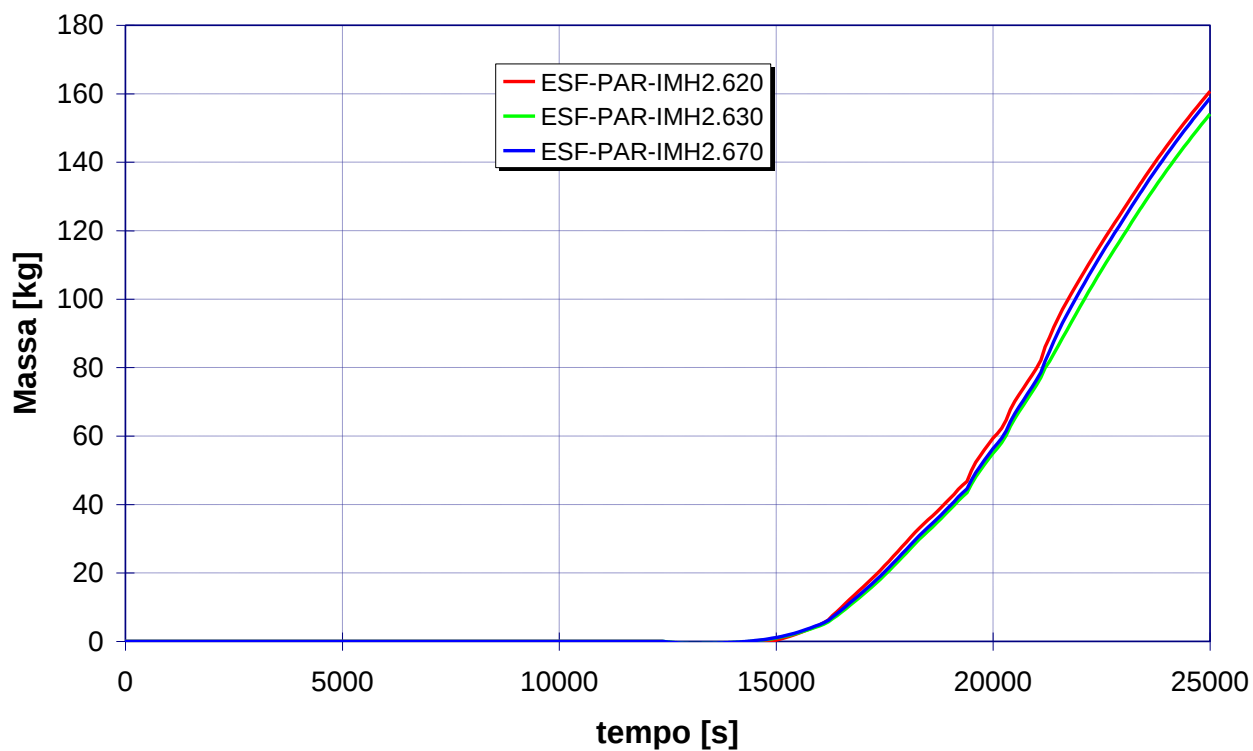


Figura 15: Integrale dell'idrogeno trattato attraverso i PAR

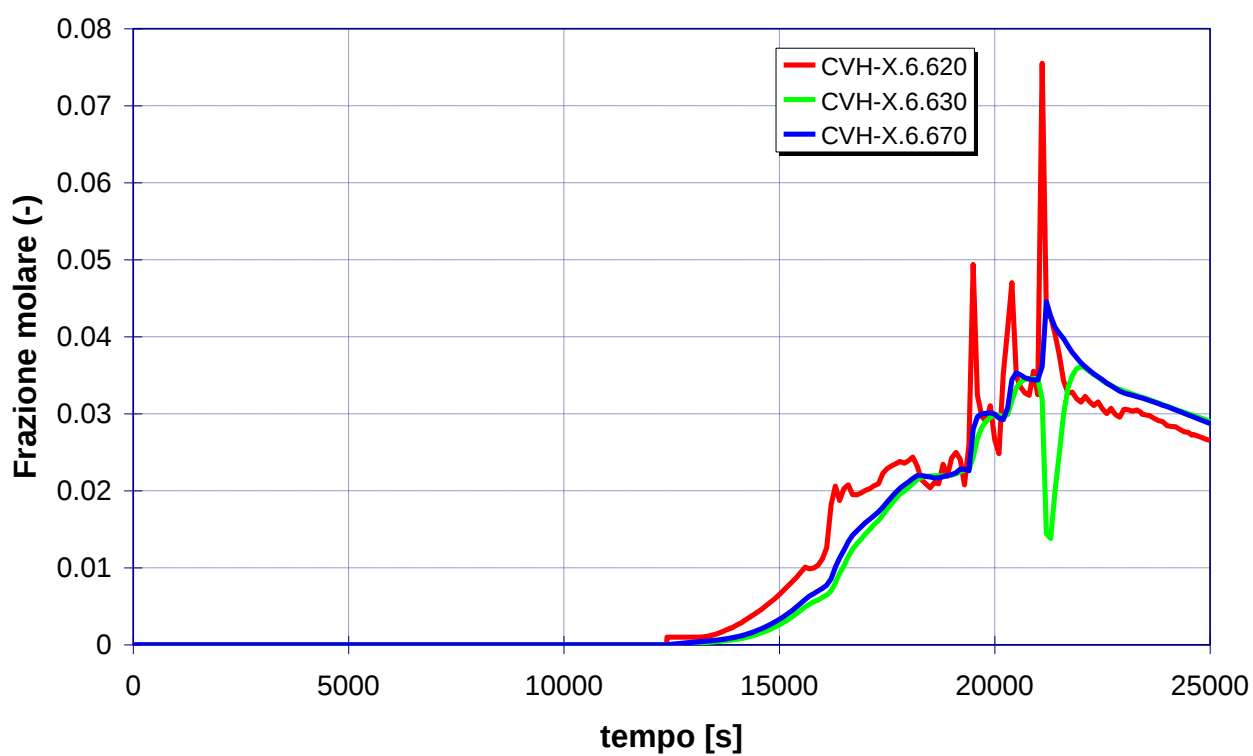


Figura 16: Frazione molare dell'idrogeno nel sistema di contenimento

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione NNFISS-LP2-077	Rev. 0	Distrib. L	Pag. 30	di 32
--	---	------------------	----------------------	-------------------	-----------------

5. CONCLUSIONI

In questo studio preliminare è stato messo a punto un modello sviluppato per il codice MELCOR v. 1.8.6 dell'impianto Mille600. La nodalizzazione comprende una descrizione del sistema primario e secondario del reattore e dell'edificio di contenimento. Il modello è stato applicato alla simulazione di una sequenza incidentale severa successiva alla perdita completa dell'alimentazione elettrica esterna ed interna all'impianto. I risultati più significativi della sequenza e gli aspetti fenomenologici più importanti sono stati discussi in dettaglio. Sebbene la nodalizzazione sviluppata per l'impianto sia piuttosto semplificata e manchi ancora di alcuni importanti dettagli, quali la simulazione dei sistemi di iniezione di emergenza e delle logiche di controllo, essa ha fornito per la sequenza considerata risultati fisicamente plausibili e può costituire un'utile base di partenza per successivi raffinamenti del modello e per analisi di sensitività di una stessa sequenza o di altre sequenze significative dal punto di vista della sicurezza dell'impianto.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione NNFISS-LP2-077	Rev. 0	Distrib. L	Pag. 31	di 32
--	---	------------------	----------------------	-------------------	-----------------

6. BIBLIOGRAFIA

[1] Gruppo di Lavoro MILLE600: Repertorio dati per un reattore PWR come caso di esercizio per codici di analisi di sicurezza e di PSA - F. De Rosa, M. Sangiorgi et al. - NNFISS-LP5-024 – ENEA Centro di Ricerca di Bologna

[2] MELCOR Computer Code Manuals – Vol. 1 Primer and Users’ Guide Version 1.8.6 September 2005 - R. O. Gauntt, J.E. Cash, R. K. Cole et al. - NUREG/CR-6119, Vol. 1, Rev. 3 - SAND 2005-5713

[3] MELCOR Computer Code Manuals – Vol. 2 Reference Manuals Version 1.8.6 September 2005 - R. O. Gauntt, J.E. Cash, R. K. Cole et al. - NUREG/CR-6119, Vol. 2, Rev. 3 SAND 2005-5713

[4] EPR Core Design - G. Sengler, F. Foret, G. Schlosser, R. Lisdat, S. Stelletta - Nuclear Engineering and Design 187 (1999) 79-119;

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione NNFISS-LP2-077	Rev. 0	Distrib. L	Pag. 32	di 32
--	---	------------------	----------------------	-------------------	-----------------

7. CURRICULUM SCIENTIFICO DEL GRUPPO DI LAVORO CIRTEN

Walter Ambrosini, n. 6/5/1958 a Pistoia (PT), Laurea in Ing. Nucleare nel 1985 (Univ. di Pisa), Dottorato in Ing. Nucleare nel 1989 (Univ. di Pisa), Ricercatore di Impianti Nucleari dal 1992 (Univ. di Pisa), Professore Associato di Impianti Nucleare dal 2001 (Univ. di Pisa). Attività di ricerca: termoidraulica dei reattori nucleari; esperimenti su scambio termico e di massa; applicazioni di codici di sistema e CFD; stabilità in monofase, bifase e fluidi supercritici. Presidente del Corso di Laurea Magistrale in Ingegneria Nucleare (Univ. di Pisa). Presidente del Programma di Dottorato in Ingegneria Nucleare e Sicurezza Industriale (Univ. di Pisa). Presidente della Biblioteca di Ingegneria (Univ. di Pisa). Autore di più di 100 pubblicazioni su rivista e a congressi nazionali ed internazionali nel settore della termoidraulica dei reattori nucleari.

Antonio Manfredini, n. 22/8/1962 a Livorno (LI), Laurea in Ing. Nucleare nel 1989 (Univ. di Pisa), Dottorato in Ing. Nucleare nel 1993 (Univ. di Pisa), Attività di ricerca: termoidraulica dei reattori nucleari; applicazioni di codici di sistema e CFD. Attualmente: insegnante di Fisica. Coautore di circa 40 pubblicazioni su rivista e a congressi nazionali ed internazionali nel settore della termoidraulica dei reattori nucleari.