



Ricerca di Sistema elettrico

Calcoli per la caratterizzazione dei vari impianti nucleari in condizioni di incidenti gravi

C. Lombardo, G. Caruso, F. Giannetti, D. Vitale Di Maio



CALCOLI PER LA CARATTERIZZAZIONE DEI VARI IMPIANTI NUCLEARI IN CONDIZIONI DI INCIDENTI GRAVI

C. Lombardo (ENEA), G. Caruso, F. Giannetti, D. Vitale Di Maio (UNIRM)

Settembre 2013

Report Ricerca di Sistema Elettrico

Accordo di Programma Ministero dello Sviluppo Economico - ENEA

Piano Annuale di Realizzazione 2012

Area: Produzione di energia elettrica e protezione dell'ambiente

Progetto: Sviluppo competenze scientifiche nel campo della sicurezza nucleare e collaborazione ai programmi internazionali per il nucleare di IV Generazione

Obiettivo: Sviluppo competenze scientifiche nel campo della sicurezza nucleare

Responsabile del Progetto: Felice De Rosa, ENEA

Il presente documento descrive le attività di ricerca svolte all'interno dell'Accordo di collaborazione "Sviluppo competenze scientifiche nel campo della sicurezza nucleare e collaborazione ai programmi internazionali per il nucleare di IV generazione"

Responsabile scientifico ENEA: Felice De Rosa.

Responsabile scientifico CIRTEN: Giuseppe Forasassi



Titolo

**Calcoli per la caratterizzazione dei vari impianti nucleari
in condizioni di incidenti gravi**

Descrittori

Tipologia del documento: Rapporto tecnico

Collocazione contrattuale: Accordo di programma ENEA-MSE su sicurezza nucleare e reattori di IV generazione

Argomenti trattati: Reattori nucleari evolutivi
Sicurezza nucleare

Sommario

Il presente documento è stato preparato nel corso della prima annualità dell'AdP ENEA-MSE nell'ambito dell'obiettivo B (Metodologie avanzate per la valutazione delle conseguenze incidentali) della Linea Progettuale 1 (Sviluppo competenze scientifiche nel campo della sicurezza nucleare). Esso riporta i principali risultati dei calcoli effettuati, tramite l'impiego del codice di sistema MELCOR, per determinare il carico di materiale che può essere disperso nel territorio a seguito di un ipotetico incidente severo verificatosi in uno degli impianti nucleari frontaliere.

Note

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

C. Lombardo (ENEA)

G. Caruso, F. Giannetti, D. Vitale Di Maio (Università di Roma)

Sigla documento rif.: CIRTEN - UNIRM RL 1187/2013



Copia n.

In carico a:

2			NOME			
			FIRMA			
1			NOME			
			FIRMA			
0	EMISSIONE	19/07/13	NOME	Calogera Lombardo	Felice De Rosa	Felice De Rosa
			FIRMA			
REV.	DESCRIZIONE	DATA		REDAZIONE	CONVALIDA	APPROVAZIONE

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione ADPFISS – LP1 - 008	Rev. 0	Distrib. L	Pag. 2	di 29
--	--	------------------	----------------------	------------------	-----------------

INDICE

INDICE.....	2
LISTA DELLE FIGURE.....	3
LISTA DELLE TABELLE	4
1. INTRODUZIONE	5
2. DESCRIZIONE DEL CODICE MELCOR.....	7
3. DESCRIZIONE DELL'INPUT DEL PWR 900 MWE.....	9
4. SIMULAZIONE MELCOR DEL TRANSITORIO DI SBO	17
4.1 <i>Analisi dei risultati</i>	18
5. CONCLUSIONI.....	26
ACRONIMI	26
BIBLIOGRAFIA	27
CURRICULUM DEL PERSONALE CIRTE.....	29

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione ADPFISS – LP1 - 008	Rev. 0	Distrib. L	Pag. 3	di 29
--	--	------------------	----------------------	------------------	-----------------

LISTA DELLE FIGURE

Fig. 1 – Dislocazione delle centrali frontaliere.	5
Fig. 2 – Tipica nodalizzazione termoidraulica del core di un PWR [12]	10
Fig. 3 – Tipica nodalizzazione termoidraulica di un PWR [12]	10
Fig. 4 – Nodalizzazione termoidraulica scelta per il nocciolo	11
Fig. 5 – Nodalizzazione termoidraulica dei uno dei tre loop del circuito primario	11
Fig. 6 – Nodalizzazione termoidraulica del circuito secondario	12
Fig. 7– Suddivisione radiale degli elementi di combustibile presenti nel nocciolo	13
Fig. 8 – Nodalizzazione del core	14
Fig. 9 – Andamento della potenza di decadimento	18
Fig. 10 – Pressione nel nocciolo e nel GV lato secondario	19
Fig. 11– Portata attraverso il nocciolo	19
Fig. 12 – Titolo medio all'interno del nocciolo	20
Fig. 13 – Sequenza di fusione del nocciolo	21
Fig. 14 – massa totale di materiale che esce dal vessel	21
Fig. 15 – Temperatura del vapore all'interno del nocciolo	22
Fig. 16 – Temperatura massima del combustibile e della guaina	22
Fig. 17– Pressione all'interno dell'edificio di contenimento	23
Fig. 18 – portata attraverso la linea di vent	23
Fig. 19 – massa di gas nobili rilasciati attraverso la vent line	25
Fig. 20 – massa di radionuclidi (raggruppati per classi) rilasciati attraverso la vent line.	25

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione ADPFISS – LP1 - 008	Rev. 0	Distrib. L	Pag. 4	di 29
--	--	------------------	----------------------	------------------	-----------------

LISTA DELLE TABELLE

Tab. 1 – Raggruppamento dei radionuclidi in base alla similitudine chimica	15
Tab. 2 – SRV pressurizzatore	15
Tab. 3 – SRV linea vapore	16
Tab. 4 – Time history del transitorio	17

1. INTRODUZIONE

Le attività di ricerca condotte nell'ambito dei precedenti piani triennali inerenti l'acquisizione e la validazione di strumenti di analisi per la valutazione della sicurezza degli impianti nucleari sono state inquadrate principalmente nell'ambito di accordi internazionali di collaborazione bilaterale, sia con le organizzazioni francesi CEA ed IRSN che con l'organizzazione americana NRC. Tali attività hanno permesso all'ENEA di dotarsi di codici e piattaforme di calcolo avanzati e di acquisire le necessarie competenze per il loro utilizzo.

Inoltre, a livello internazionale, il verificarsi dell'incidente di Fukushima ha messo in luce la necessità di munirsi di tutta una serie di dati, d'informazioni di sistema, di strumenti di calcolo integrale e meccanicistico, la cui applicazione, nel più breve tempo possibile dopo il verificarsi dell'ipotetico incidente, possa condurre a valutazioni utili per la stima dell'entità del danno immediato e del rischio associato al personale di centrale ed alla popolazione. Con riferimento alla realtà italiana, tale tipo di valutazione andrebbe effettuata per i reattori europei ed in particolare per quelli siti in prossimità dei nostri confini. Lo svolgimento di tale attività implica la necessità di acquisire strumenti di calcolo necessari all'elaborazione di dati per la realizzazione di un data base esperto e di una piattaforma di simulazione focalizzata sugli eventi incidentali. Tra gli strumenti di calcolo già a disposizione dell'ENEA, adatti a fornire informazioni necessarie per effettuare analisi e previsione del rischio a supporto dei processi decisionali in una eventuale situazione incidentale e di pre-emergenza che potrebbe riguardare il nostro paese, ricordiamo MELCOR ed ASTEC. Ambedue i codici sopra menzionati consentono di simulare in modo integrale l'evoluzione temporale degli incidenti severi riguardanti un reattore della filiera LWR e di fornire l'inventario di materiale radioattivo (ST) eventualmente rilasciato sul territorio al confine impianto sito.

La Fig. 1 riporta la distribuzione sul territorio europeo confinante con l'Italia dei 27 impianti nucleari, raggruppati in 13 siti (6 in Francia, 4 in Svizzera, 2 in Germania ed 1 in Slovenia), che si trovano ad una distanza massima dal confine italiano di 200 km (definite quindi centrali frontaliere).



Fig. 1 – Dislocazione delle centrali frontaliere.

Dei 27 impianti nucleari frontaliere 26 sono reattori di potenza ed appartengono alla filiera dei reattori termici, 20 del tipo PWR e 6 del tipo BWR, e uno il PHENIX è un reattore di ricerca del tipo veloce. Sulla base dell'esame di tale figura risulta evidente come la maggior parte degli impianti al confine del territorio italiano sono del tipo PWR. Ai fini della

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione ADPFISS – LP1 - 008	Rev. 0	Distrib. L	Pag. 6	di 29
--	--	------------------	----------------------	------------------	-----------------

costruzione del data base esperto, a cui accennato sopra, e in considerazione del fatto che dei 20 reattori del tipo PWR 15 presentano potenza termica pari a circa 900 MWe, si è deciso di preparare un input MELCOR di un impianto del tipo PWR da 900 MWe e di testarne la validità nei confronti di un transitorio del tipo SBO. Nei capitoli successivi di tale rapporto viene descritta, in modo dettagliato, l'attività di ricerca condotta dal gruppo di lavoro dell'Università di Roma "La Sapienza" e i principali risultati ottenuti [1].

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione ADPFISS – LP1 - 008	Rev. 0	Distrib. L	Pag. 7	di 29
--	--	------------------	----------------------	------------------	-----------------

2. DESCRIZIONE DEL CODICE MELCOR

MELCOR [3] è un codice integrato multiplatforma, orientato alle applicazioni ingegneristiche, in grado di simulare l'evoluzione di incidenti severi in reattori nucleari di potenza ad acqua leggera. Esso è sviluppato, a partire dal 1982, dal Sandia National Laboratory per la U.S. Nuclear Regulatory Commission, come strumento di valutazione del rischio per impianti nucleari di potenza ad acqua leggera ed è il successore del Source Term Code Package. MELCOR è in grado di simulare un ampio spettro di fenomeni che si succedono quando si verifici un incidente severo in un impianto che ospiti un reattore nucleare di potenza ad acqua leggera, sia esso bollente o pressurizzato. Il punto di forza di MELCOR sta nella sua struttura modulare, fortemente orientata agli oggetti, che conferisce al codice una flessibilità e un adattabilità non riscontrabile negli altri codici presenti nel panorama internazionale, al punto che, pur essendo stato concepito per applicazioni finalizzate ai reattori ad acqua leggera, è stato usato con successo per simulare reattori dell'est europeo: reattori delle classi VVER e RBMK.

Tra la gran varietà di aspetti dell'evoluzione incidentale, che possono essere trattati, notiamo:

- La risposta termoidraulica nel sistema di raffreddamento, nella cavità del reattore e negli edifici di contenimento
- deformazione delle barre, fusione del nocciolo;
- perdita di refrigerante con esposizione del core,
- riscaldamento del combustibile, ossidazione delle guaine,
- degrado del combustibile,
- deformazione delle barre e fusione del nocciolo;
- Il rilascio e trasporto di radionuclidi;
- La produzione, il trasporto e la combustione di idrogeno;
- Fenomeni di espulsione di materiali fusi;
- Aggressioni al calcestruzzo;
- Reazione delle strutture al calore;
- Impatto dei sistemi di sicurezza sul comportamento della termoidraulica e dei radionuclidi.

Il codice è costituito da un'unità di controllo e da un numero di moduli principali, o pacchetti, i quali nel loro insieme modellano le componenti principali di una centrale nucleare e le loro reciproche interazioni. Il codice è stato progettato con un approccio orientato agli oggetti, collocando i diversi pacchetti in una struttura accuratamente modulare. Interfacce ben definite, predisposte allo scopo, permettono ad ogni istante uno scambio completo e consistente di informazioni tra i diversi moduli, cosicché i fenomeni siano esplicitamente accoppiati per tutta la durata della simulazione. La struttura fortemente modulare agevola la manutenzione e l'aggiornamento del codice.

Alle sue origini, MELCOR era stato concepito come un codice principalmente parametrico, in risposta all'esigenza di tempi di esecuzione rapida e per oggettive lacune nella conoscenza della fenomenologia degli incidenti nei reattori.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione ADPFISS – LP1 - 008	Rev. 0	Distrib. L	Pag. 8	di 29
--	--	------------------	----------------------	------------------	-----------------

Nel corso degli anni le incertezze fenomenologiche si sono andate riducendo, gli utilizzatori sono diventati più esigenti e i modelli implementati in MELCOR sono diventati sempre più realistici. La crescita esponenziale della potenza di calcolo dei moderni elaboratori e il decrescere dei loro costi hanno rimosso i limiti più stringenti allo sviluppo del codice.

Ad oggi la maggior parte dei modelli implementati in MELCOR sono deterministici. L'uso di modelli strettamente parametrici è limitato in aree, nelle quali ancora prevalga una forte incertezza dei fenomeni, ovvero dove non esista un consenso diffuso sull'approccio deterministico da usare.

Senza con questo ledere la sua natura deterministica, MELCOR è stato disegnato per agevolare l'analisi di sensitività e di incertezza con l'introduzione di coefficienti di sensitività: correlazioni, che altri codici trattano come costanti, sono implementate in MELCOR come parametri opzionali variabili. Questo permette all'analista di capire quanto certe variabili possano influenzare l'evoluzione della simulazione, suggerendo il livello di precisione, con la quale certe stesse variabili debbano essere acquisite. Parametri di questo tipo, come altri parametri di natura numerica, quali criteri di convergenza o numero limite di iterazioni, sono codificati in MELCOR come coefficienti di sensitività, che possono essere introdotti come parametri opzionali di input.

La capacità di modellazione di MELCOR è quanto più possibile generale e flessibile, questo grazie all'adozione di un approccio a volumi di controllo nella rappresentazione dell'impianto. Tuttavia nessuno specifico vincolo è imposto all'utilizzatore, il quale gode di ampi gradi di libertà nello scegliere il livello di dettaglio del modello, che si accinga a costruire.

L'output di MELCOR può essere utilizzato come input del codice MACCS2 per valutare la dispersione dei radionuclidi in atmosfera.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione ADPFISS – LP1 - 008	Rev. 0	Distrib. L	Pag. 9	di 29
--	--	------------------	----------------------	------------------	-----------------

3. DESCRIZIONE DELL'INPUT DEL PWR 900 MW_e

In questo capitolo, a partire da un tipico reattore francese PWR tre loop da 900 MW_e, si procede alla descrizione dell'input per i vari pacchetti utilizzati, illustrando brevemente i componenti modellizzati.

Si è scelto di simulare l'intero reattore, focalizzando però l'attenzione al pacchetto COR, analizzando nel dettaglio la geometria del nocciolo e del vessel.

Sono stati inseriti la maggior parte dei moduli disponibili, simulando il circuito primario ed il secondario, la cavity del vessel con l'eventuale core-concrete attack, il containment, la dispersione dei radionuclidi.

Sono stati volutamente trascurati i pacchetti BUR e PAR, per lo studio dell'evoluzione dell'idrogeno nel containment.

Dati di partenza

Per la simulazione viene considerato un tipico reattore francese REP 900 [3], alcuni dei quali sono situati a breve distanza dal confine tra Francia e Italia. Alcuni dati necessari per l'input sono stati scalati da reattori REP1300 (PWR a 4 loop) [9].

Le proprietà dell'acciaio del vessel (ipotizzato SA533 B1)[10][12][15], sono state inserite manualmente tramite il pacchetto MP, mentre per il liner interno è stato utilizzato l'AISI 304L presente nella libreria del codice.

Nodalizzazione termoidraulica

La nodalizzazione termoidraulica del PWR in esame è stata scelta in modo da minimizzare il numero di componenti e di conseguenza il tempo di calcolo, pur cercando di ottenere risultati significativi. Per questo è stato scelto di modellare tutti i sottocanali del nocciolo come un unico CVH, andando poi ad infittire soltanto la nodalizzazione del pacchetto COR.

Questa scelta si diversifica dalla corrente best practice ([5], Fig. 2), che prevede un volume di controllo termoidraulico per ogni una o due maglie di nocciolo, ma in questa prima fase permette di risparmiare qualche decina di CVH e velocizzare il calcolo, e che potrebbero poi essere aggiunti senza difficoltà in un successivo momento, se richiesto.

Lo stesso approccio è stato eseguito per la nodalizzazione dei generatori di vapore. L'interno dell'insieme di tutti i tubi ad "U" è stato nodalizzato con due soli CV, uno ascendente e l'altro discendente, collegati (tramite strutture termiche) ai volumi 4X1, rappresentanti il volume del secondario, insieme al volume 4X2. Le linee dell'acqua di alimento sono state rappresentate a partire dall'uscita della pompa, imponendo solo la velocità iniziale del fluido e trascurando l'inerzia della pompa stessa in movimento. La linea vapore è modellata invece fino alle tre valvole di sicurezza (comprese), presenti su ognuna delle tre linee.

Conservativamente non sono stati inseriti gli accumulatori, presenti sul primario.

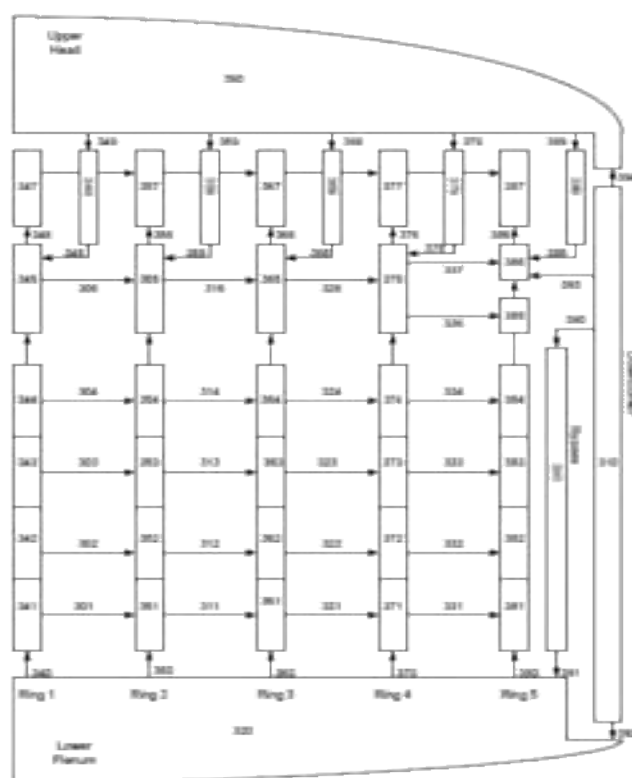


Fig. 2 – Tipica nodalizzazione termoidraulica del core di un PWR [12]

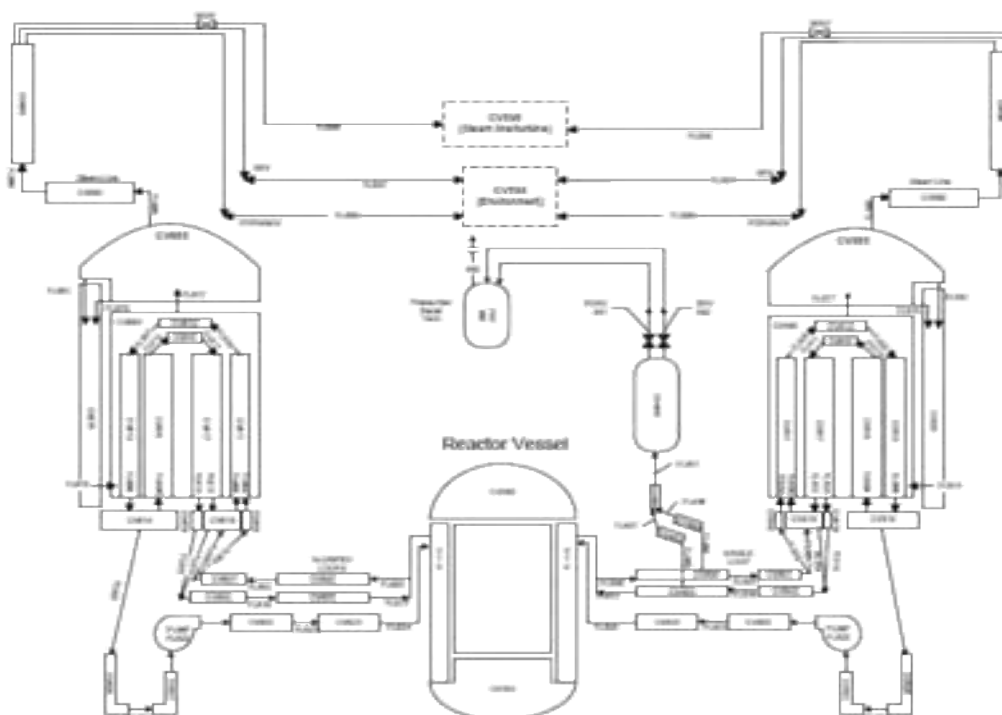


Fig. 3 – Tipica nodalizzazione termoidraulica di un PWR [12]

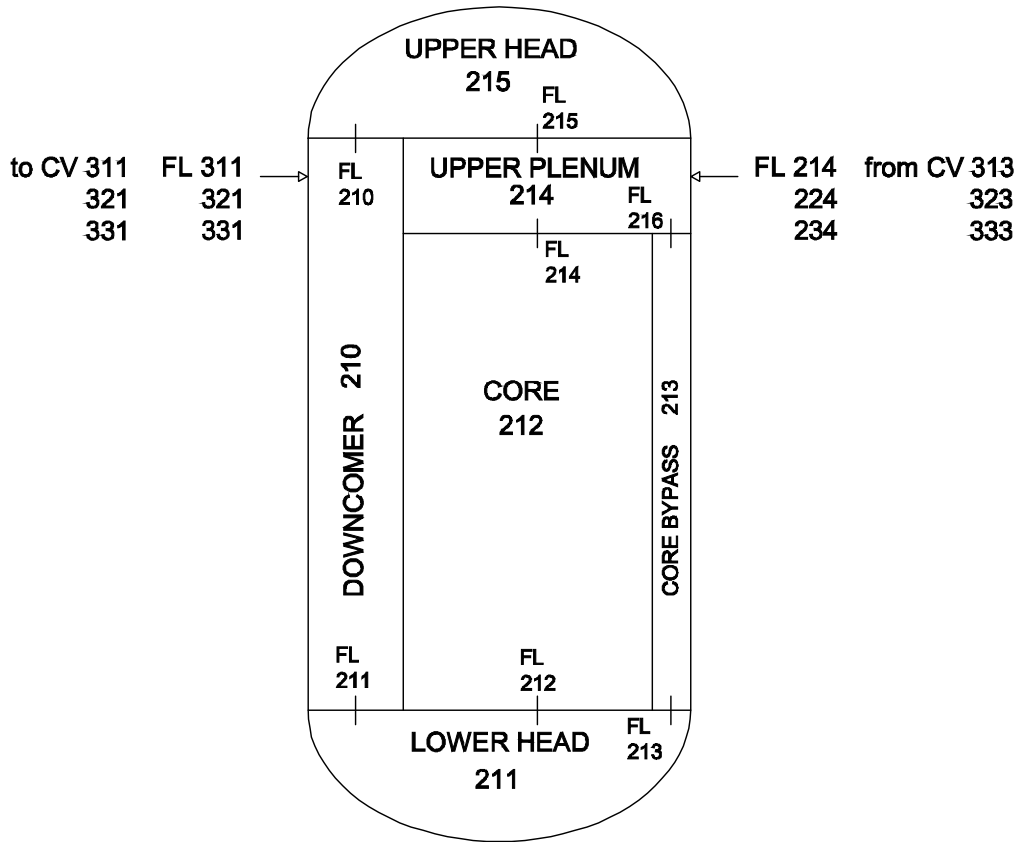


Fig. 4 – Nodalizzazione termoidraulica scelta per il nocciolo

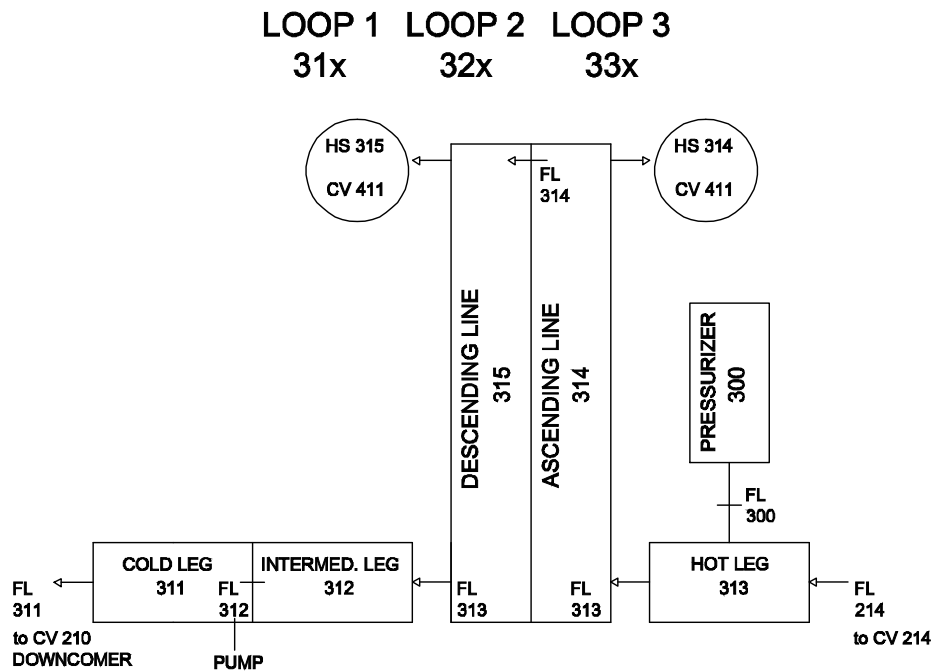


Fig. 5 – Nodalizzazione termoidraulica dei uno dei tre loop del circuito primario

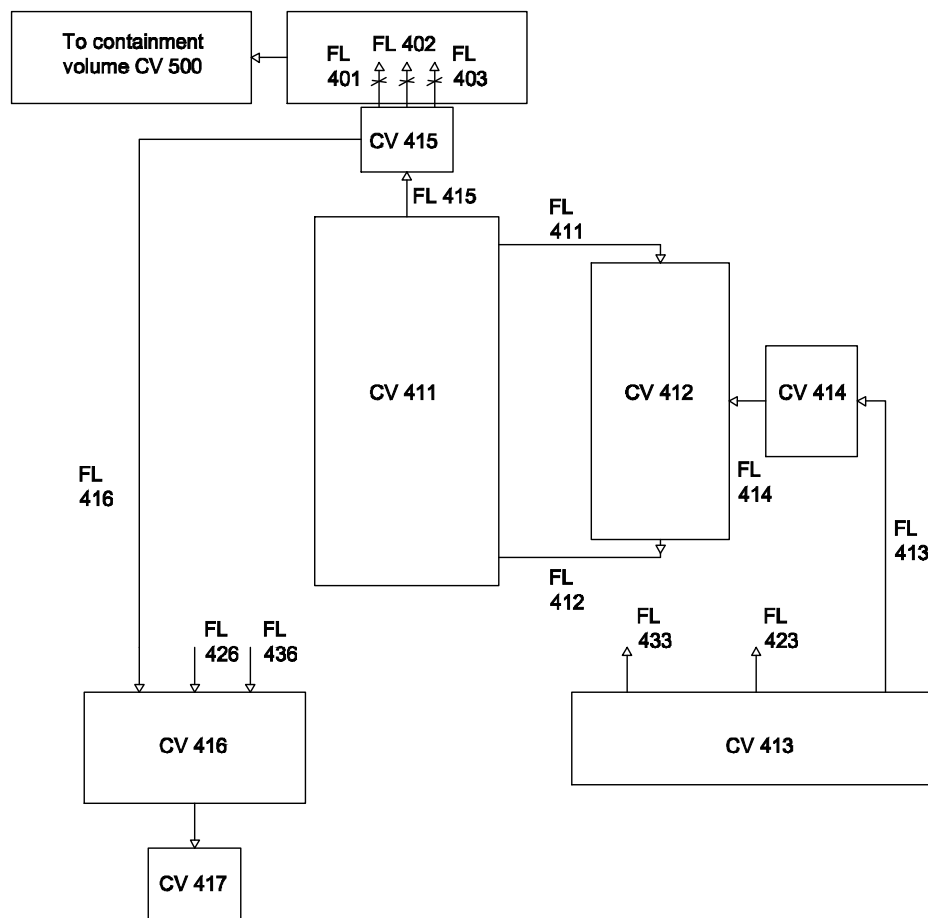


Fig. 6 – Nodalizzazione termoidraulica del circuito secondario

Nodalizzazione nocciolo

Una volta definita la nodalizzazione termoidraulica, che è la base e fornisce le condizioni al contorno per tutti gli altri moduli, dai quali poi riceve a sua volta in input delle grandezze per l'iterazione successiva, è essenziale fissare la nodalizzazione del nocciolo, attraverso l'input del pacchetto COR.

Si procede innanzitutto alla nodalizzazione spaziale. Nel nostro caso sono stati fissati 6 anelli radiali e 13 livelli assiali.

I primi 5 anelli radiali simulano gli elementi di combustibile, divisi in maniera discreta tra i vari anelli come descritto in Fig. 7.

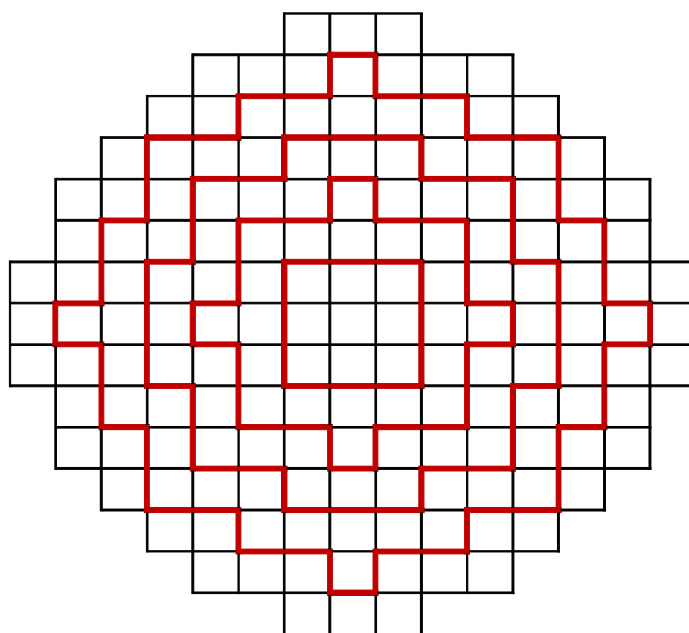


Fig. 7– Suddivisione radiale degli elementi di combustibile presenti nel nocciolo

Il sesto anello invece è necessario per la nodalizzazione del tratto esterno lower head, in corrispondenza con l'uscita del downcomer e non comprende alcun elemento di combustibile.

I 13 livelli assiali sono così suddivisi:

- 2 livelli al di sotto della piastra inferiore, con altezza rispettivamente 1.76 e 1.11 m;
- il livello 3, con altezza 0.05 m, contiene la piastra inferiore;
- il livello 4, con altezza 0.12 m, contiene i piedi degli elementi di combustibile;
- 8 livelli, dal 6 al 12, ognuno alto 0.42 m, contengono la parte attiva del nocciolo;
- il livello 13, con altezza 0.46 m, contiene la testa degli elementi di combustibile ed il gas plenum.

In base alle premesse fatte la nodalizzazione del core, riportata nella seguente figura, permette di studiare in maniera dettagliata il comportamento del nocciolo durante la fusione, pur avendo una mesh larga nel lower plenum.

CORE CV 212	113	213	313	413	513		TOP NOZZLE - GAS PLENUM
	112	212	312	412	512		
	111	211	311	411	511		
	110	210	310	410	510		
	109	209	309	409	509		8 AXIAL LEVELS - ACTIVE CORE
	108	208	308	408	508		
	107	207	307	407	507		
	106	206	306	406	506		
	105	205	305	405	505		BOTTOM NOZZLE CORE BASEMENT
	104	204	304	404	504		
LOWER PLENUM CV 211	103	203	303	403	503	603	
	102	202	302	402	502	602	MAIN SUPPORT PLATE
	101	201	301	401	501	601	SECONDARY SUPPORT PLATE
							VESSEL LOWERHEAD

Fig. 8 – Nodalizzazione del core

Radionuclidi

Il pacchetto radionuclidi (RN) descrive il comportamento degli aerosol e dei vapori dei prodotti di fissione e di altre specie presenti in tracce, tra cui il rilascio di combustibile e di detriti. Inoltre descrive le dinamiche degli aerosol considerando la condensazione del vapore e la rivaporizzazione, la deposizione sulle superfici delle strutture, il trasporto attraverso le “flow paths” e la rimozione tramite i sistemi ingegneristici di sicurezza.

Il pacchetto RN determina la potenza termica di decadimento per l’inventario di radionuclidi presenti nel pacchetto Decay Heat (DCH).

Nel completare l’input del codice è stata posta particolare attenzione nello specificare, per tutti i volumi interessati, le aree di giunzione tra i vari volumi e la altezza delle giunzioni rispetto al punto di riferimento.

E’ da notare che, nel caso in cui il volume di ingresso e quello di uscita specificato per il passaggio dei radionuclidi coincidono, il manuale specifica che il codice potrebbe fornire risultati non plausibili fisicamente. Ma ciò è necessario nei volumi di confine, come l’atmosfera e il serbatoio dell’acqua di alimento del secondario, per far girare il codice.

DCH

I dati necessari per il calcolo del calore di decadimento sono: la massa di ogni singolo elemento presente nel reattore e la potenza specifica (W/kg) di decadimento degli stessi in funzione del tempo.

Esistono all’interno del codice dei valori di default, calcolati con ORIGEN, per un tipico nocciolo di un PWR e di un BWR, ma si è scelto di sfruttare i dati calcolati in [8], per avere dati specifici per un reattore da 900 MW_e. I dati utilizzati sono quelli all’equilibrio.

La tabella seguente mostra come sono raggruppati, all’interno del modulo RN di MELCOR, le famiglie di nuclidi inserite nell’input DCH.

Tab. 1 – Raggruppamento dei radionuclidi in base alla similitudine chimica

Class Name	Representative	Member Elements
1. Noble Gases	Xe	He, Ne, Ar, Kr, Xe, Rn, H, N
2. Alkali Metals	Cs	Li, Na, K, Rb, Cs, Fr, Cu
3. Alkaline Earths	Ba	Be, Mg, Ca, Sr, Ba, Ra, Es, Fm
4. Halogens	I	F, Cl, Br, I, At
5. Chalcogens	Te	O, S, Se, Te, Po
6. Platinoids	Ru	Ru, Rh, Pd, Re, Os, Ir, Pt, Au, Ni
7. Early Transition Elements	Mo	V, Cr, Fe, Co, Mn, Nb, Mo, Tc, Ta, W
8. Tetravalent	Ce	Ti, Zr, Hf, Ce, Th, Pa, Np, Pu, C
9. Trivalents	La	Al, Sc, Y, La, Ac, Pr, Nd, Pm, Sm, Eu, Gd, Tb, Dy, Ho, Er, Tm, Yb, Lu, Am, Cm, Bk, Cf
10. Uranium	U	U
11. More Volatile Main Group	Cd	Cd, Hg, Zn, As, Sb, Pb, Tl, Bi
12. Less Volatile Main Group	Sn	Ga, Ge, In, Sn, Ag
13. Boron	B	B, Si, P
14. Water	H ₂ O	H ₂ O
15. Concrete	--	--
16. Cesium Iodide	CsI	Classes 2 and 4

È stato inserito un input dei radionuclidi contenente tutti quelli presenti nella tabella precedente.

Prevalenza pompe primarie in arresto

La semplice modellazione delle pompe in MELCOR, a differenza di quanto avviene in codici specifici di termoidraulica (RELAP5, CATHARE), che prevede soltanto un valore di prevalenza da fornire tramite CF, non permette di inserire direttamente l'inerzia data dal volano posto sulle pompe primarie.

Per questo è stato scelto di valutare la prevalenza fornita dalle pompe primarie, supponendo un momento d'inerzia del volano pari a 5000 kgm².

Sulla base di questo valore, partendo dalle condizioni di prevalenza e portata in stazionario a piena potenza, è stato calcolato con la procedura analoga a quanto riportato in [13].

Valvole di sicurezza

Per le valvole di sicurezza (SRV) del circuito primario, situate sul pressurizzatore, sono stati utilizzati i valori di Tab. 2.

Tab. 2 – SRV pressurizzatore

SRV	Apertura [bar]	Chiusura [bar]	Sezione [m ²]
1	170	165	0.0015
2	172	167	0.0015
3	168	163	0.0015

Il disco di rottura della PRT (volume stimato in 40 m³) è tarato a 6.3 bar.

Le tre SRV situate in ognuna delle tre linee vapore, hanno invece i seguenti valori di set-point.

Tab. 3 – SRV linea vapore

SRV	Apertura [bar]	Chiusura [bar]	Sezione [m ²]
1	76.5	73.5	0.05
2	74	71.5	0.03
3	71.5	69.5	0.006

Per tenere conto di quanto descritto in SOARCA [5], le SRV si suppone che rimangano bloccate aperte dopo alcuni cicli di apertura/chiusura. In particolare le valvole sul pressurizzatore sono in grado di rimanere funzionanti per centinaia di cicli, a differenza di quelle sulla linea vapore.

Per questo è stata inserita nell'input una ulteriore valvola, che si apre quando si raggiunge il numero di cicli prestabilito

4. SIMULAZIONE MELCOR DEL TRANSITORIO DI SBO

L'evento iniziatore del transitorio in esame è la perdita di energia elettrica offsite, seguita dal fallimento di tutti i generatori diesel (Station Blackout).

Si ipotizza la seguente risposta del reattore:

1. SCRAM del reattore e chiusura delle valvole di isolamento della linea vapore (MSIVs)
2. RCS e contenimento siano integri
3. l'ECCS (attivo) è inutilizzabile a causa della mancanza di elettricità
4. I sistemi di raffreddamento del contenimento sono inutilizzabili a causa della mancanza di elettricità
5. Il ripristino delle linee elettriche non è previsto durante il tempo di missione
6. è stata trascurata la perdita di refrigerante dovuta alla perdita delle tenute nelle RCP
7. sono stati trascurati gli accumulatori.

Nella tabella seguente si riportano gli eventi significativi che avvengono durante lo svolgimento del transitorio.

Tab. 4 – Time history del transitorio

<i>Event Description</i>	<i>Time (hh:mm)</i>
Initiating event	
Station blackout – loss of all onsite and offsite AC power	00:00
Reactor trip	00:00
MSIVs close	00:00
First SG SRV opening	00:03
Pressurizer SRV opens	01:51
Upper plenum water level starts to decrease	02:20
PRT failure	02:29
Containment filter vent has opened	03:30
Gap release in rod group 4	04:24
Core support structure (plateg) has failed by overtemperature in cell 404	04:37
Start of debris quench in radial ring 1	05:34
The lower head in segment 4 of ring 4 has failed from creep-rupture	08:21
Lower head penetration 4 in segment 4 of radial ring	08:31
End of debris quench in radial ring 4	08:36
Beginning of debris ejection to cavity	08:55
End of debris quench in radial ring 2	09:20

Il tempo di calcolo, su PC equipaggiato con processore i7-870 @2.93 GHz, è stato di 21426 s, con la velocità media di 3.6 s_{PT}/s_{CPU}.

4.1 Analisi dei risultati

In questo paragrafo sono riportati i risultati del transitorio in esame. Subito dopo lo SCRAM del reattore, come si nota in Fig. 9, si produce soltanto la potenza di decadimento, che diminuisce nel tempo. Ovviamente dopo la fuoriuscita del corium fuso dal nocciolo, la potenza di decadimento verrà emessa nel volume di controllo della reactor cavity.

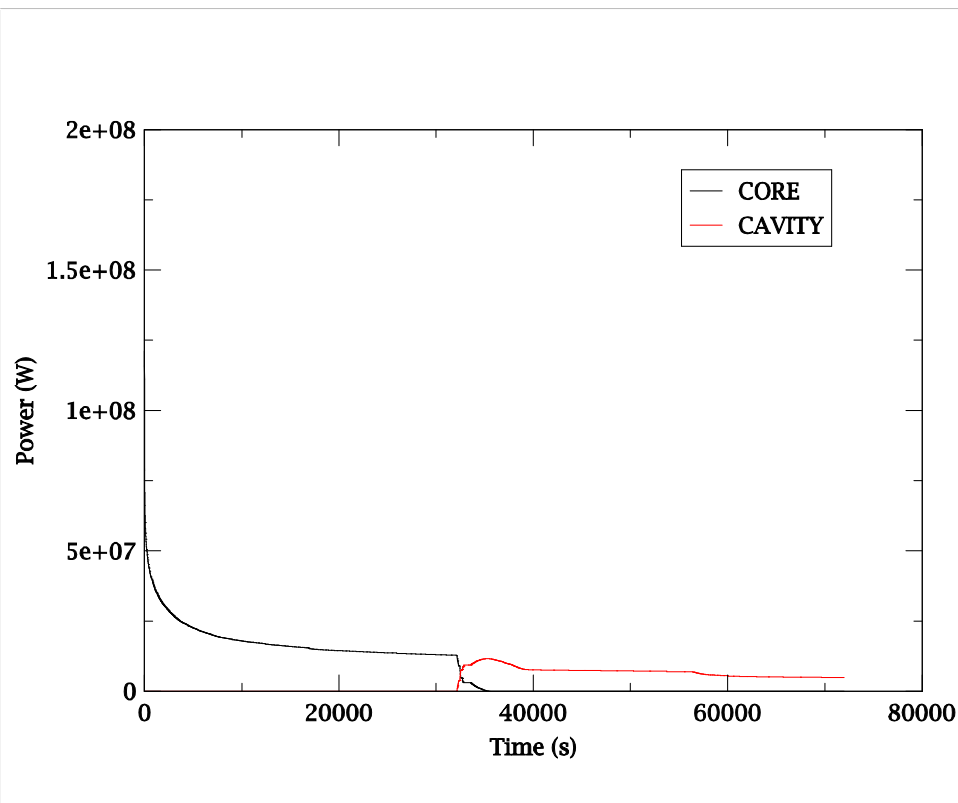


Fig. 9 – Andamento della potenza di decadimento

La pressione del circuito primario, a causa della mancata asportazione della potenza termica prodotta, da parte del sistema di rimozione del calore residuo (a causa a sua volta della mancanza dell'AC interna ed esterna al sito), cresce fino ad arrivare al valore di apertura delle SRV 1, che è di 165 bar. Da questo punto in poi e fino alla rottura della SRV, la pressione varia tra 168 e 163 bar (vedi Fig. 10). Dopo il bloccaggio in apertura della SRV1, supposta a 30000 s, il primario si depressurizza rapidamente portandosi alla pressione del contenimento. Il secondario invece, dopo una lieve diminuzione di pressione iniziale, dovuta alla diminuzione della potenza scambiata nel GV, sale fino al valore di apertura delle SRV1 (71.5 bar) per poi diminuire dopo che la stessa rimane bloccata aperta, a differenza delle SRV sul primario, dopo poche decine di cicli di apertura e chiusura.

La portata attraverso il nocciolo, Fig. 11, diminuisce rapidamente a causa della mancanza di alimentazione elettrica alle pompe primarie. Il rallentamento è inizialmente attutito dall'inerzia idraulica del circuito e dalla presenza del volano. Dopo i 1000 s la circolazione naturale che si instaura nel primario permette di mantenere, fino a circa 11000 s, la portata di 400 kg/s. In seguito l'ebollizione dell'acqua all'interno del nocciolo rallenta la circolazione naturale, arrivando rapidamente allo scoprimiento del nocciolo e conseguente annullamento della portata.

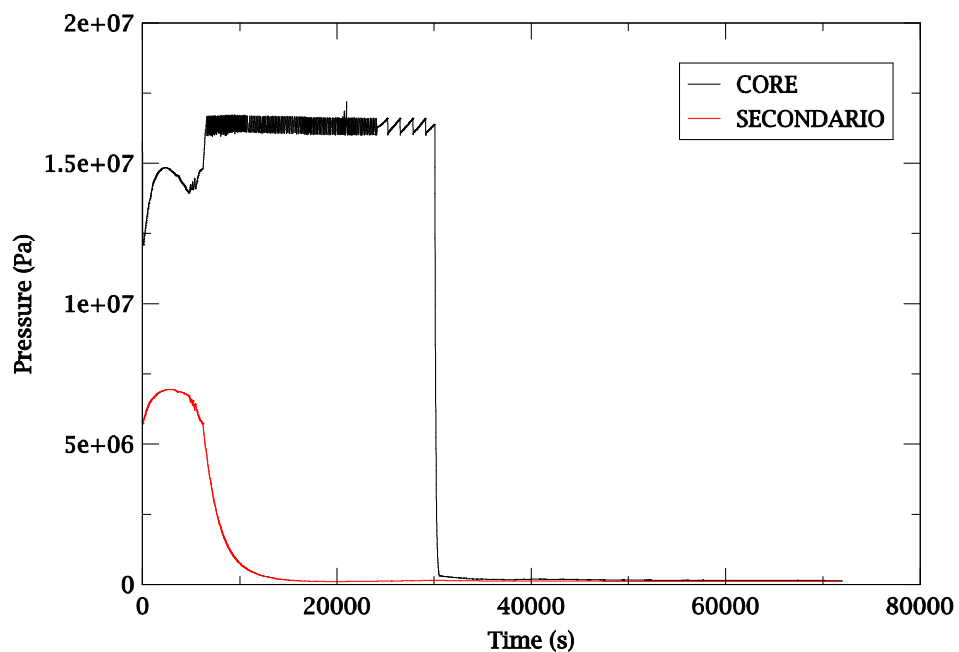


Fig. 10 – Pressione nel nocciolo e nel GV lato secondario

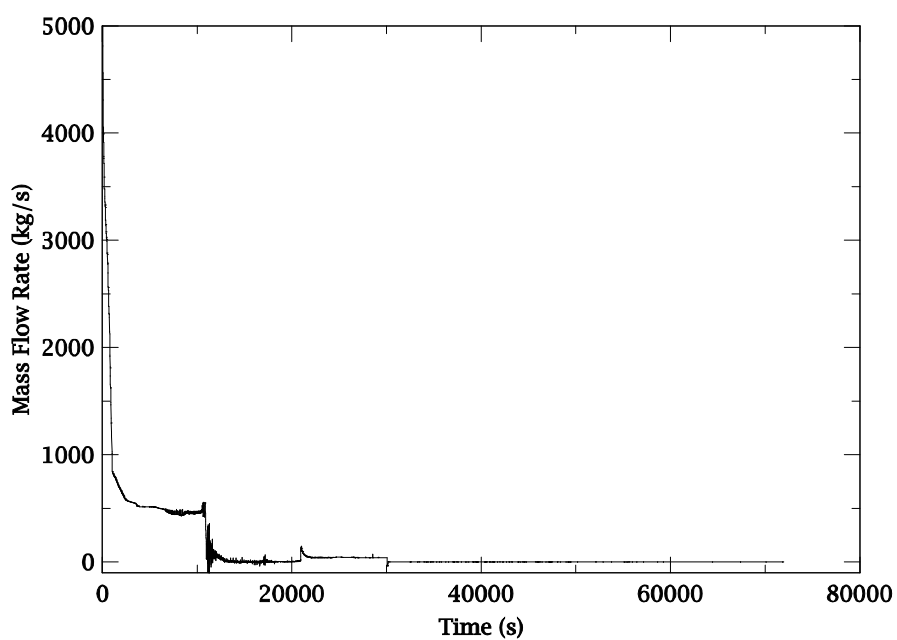


Fig. 11– Portata attraverso il nocciolo

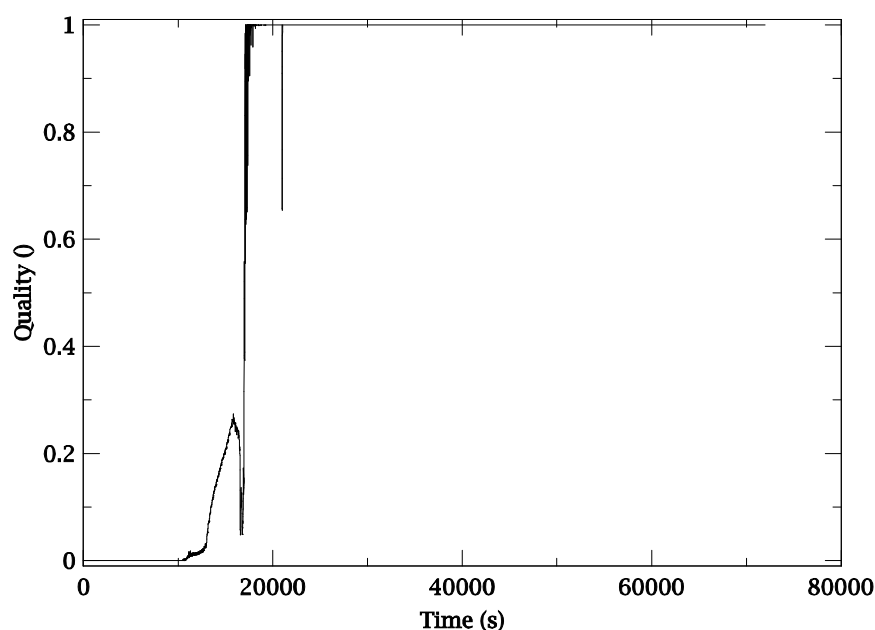


Fig. 12 – Titolo medio all'interno del nocciolo

Una volta scoperto il nocciolo, si ha un netto aumento di temperatura del combustibile e del clad, causato dalla quasi assenza di refrigerazione. Anche il vapore contenuto nel nocciolo aumenta di temperatura. Cominciano così a fessurarsi le guaine, causando la fuoriuscita dei gas di fissione, e a breve distanza comincia la fusione delle pastiglie di UO₂, che si estende poi in tutta la zona centrale del nocciolo. Dopo i 20000 s comincia a cedere la core support plate, provocando la caduta degli elementi di combustibile, in parte fusi, nella zona sottostante. Il cedimento delle strutture sottostanti il nocciolo procede fino a 32000 s, quando quasi tutto il nocciolo si trova a contatto con la lower head del vessel. Questo ne provoca il cedimento, che avviene all'inizio attraverso le penetrazioni della strumentazione, del diametro di circa 2 cm.

La pressione all'interno dell'edificio di contenimento, vista l'ipotesi iniziale di assenza di LOCA, rimane costante fino alla rottura del disco di rottura della PRT. Dopo la rottura del disco, vista la notevole sezione di passaggio (20") si ha la pressurizzazione quasi istantanea del contenimento, fino all'equilibrio delle pressioni tra i due volumi. In seguito la pressione del contenimento continua ad aumentare, a causa del deflusso dalle SRV del pressurizzatore, che continua fino a 30000 s e a seguire, per i prodotti formati dalle reazioni che si svolgono nella cavity (MCCI).

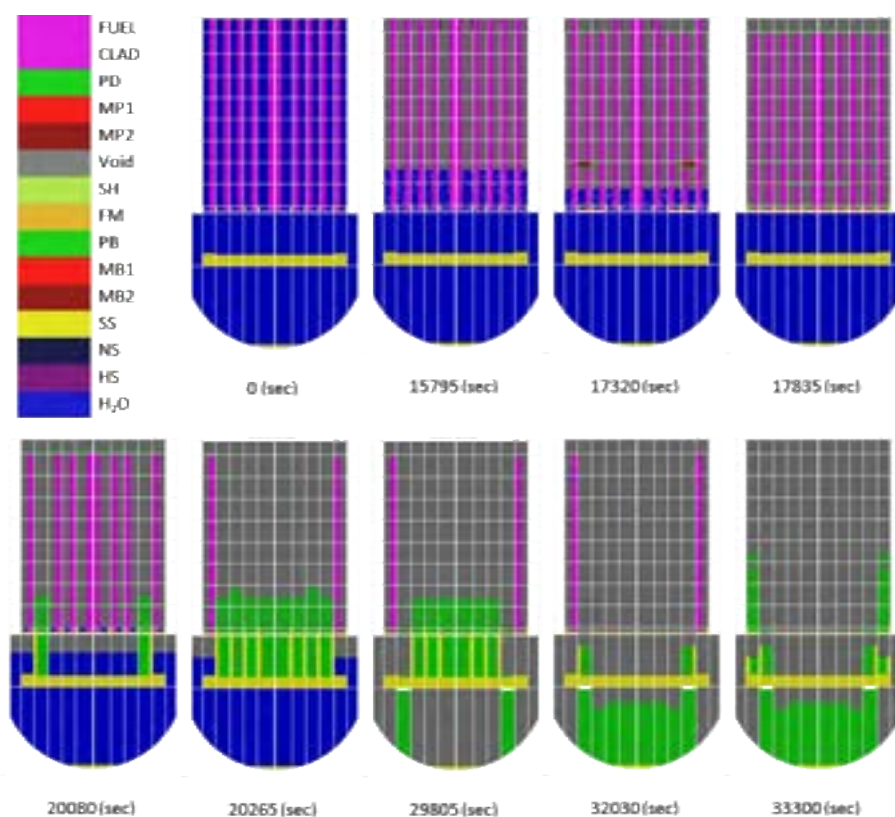


Fig. 13 – Sequenza di fusione del nocciolo

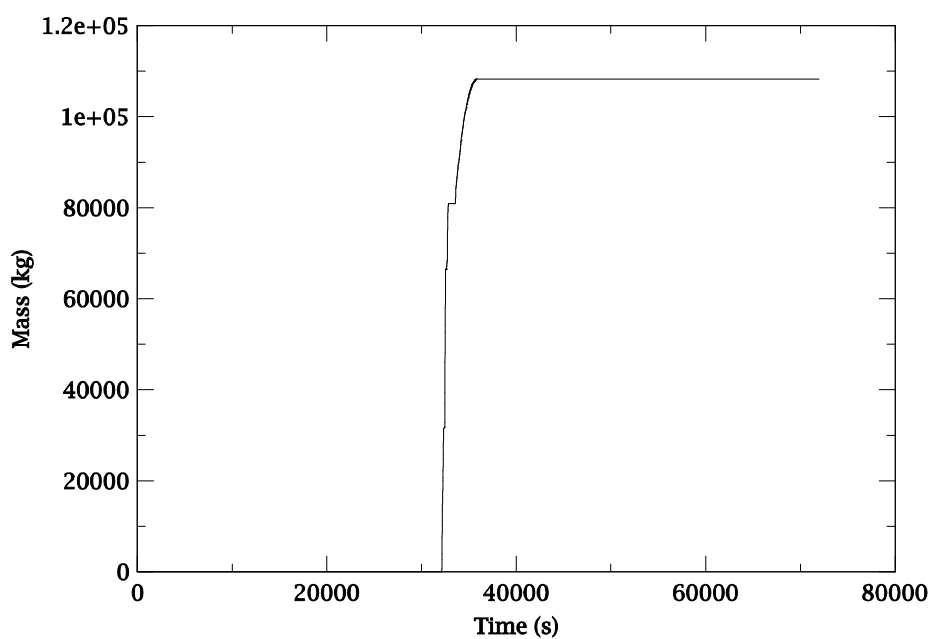


Fig. 14 – massa totale di materiale che esce dal vessel

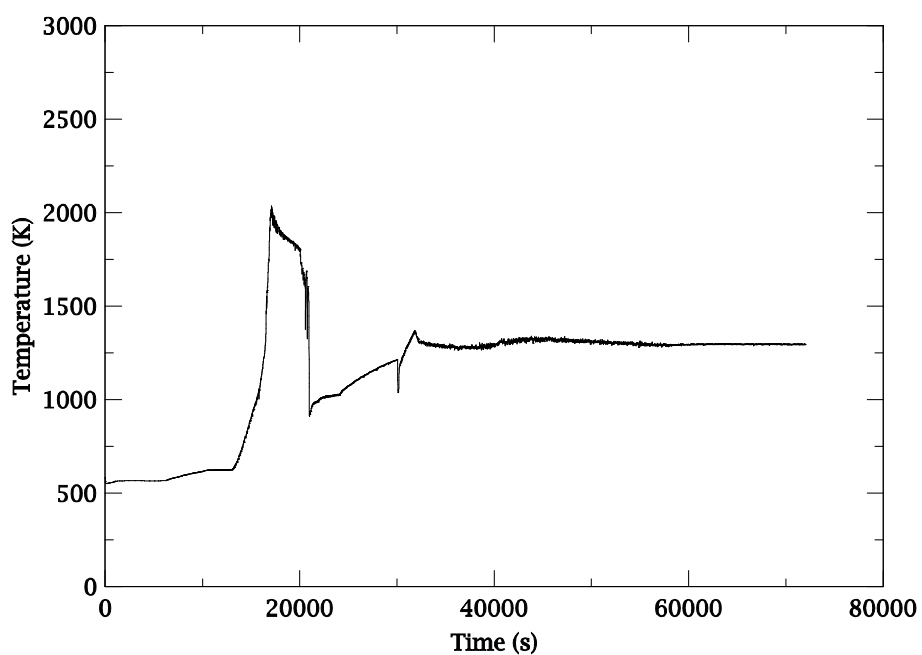


Fig. 15 – Temperatura del vapore all'interno del nocciolo

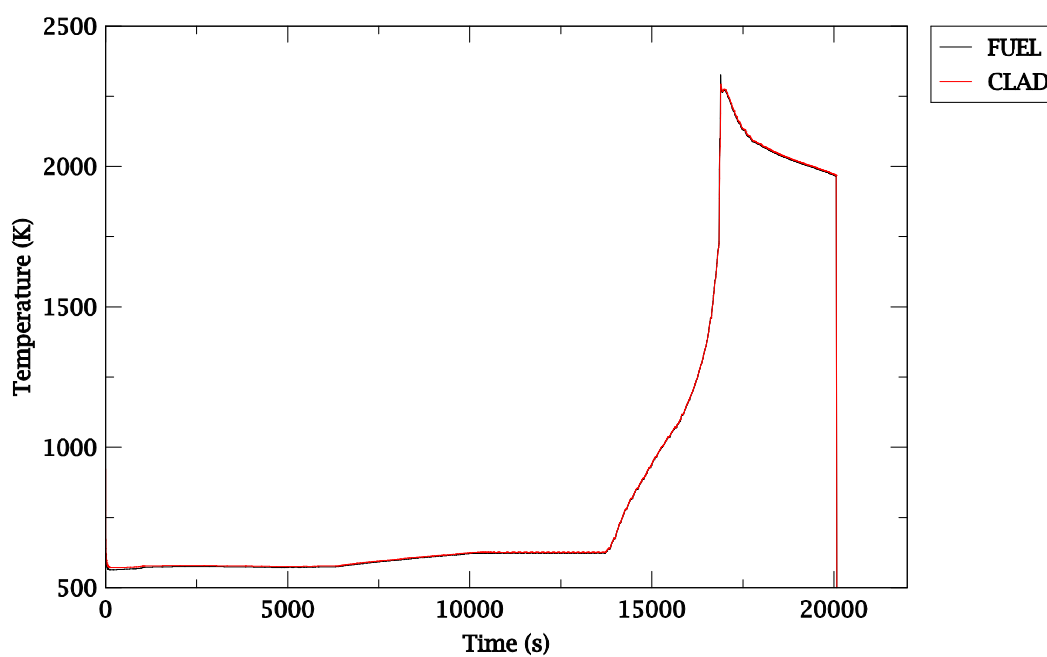


Fig. 16 – Temperatura massima del combustibile e della guaina

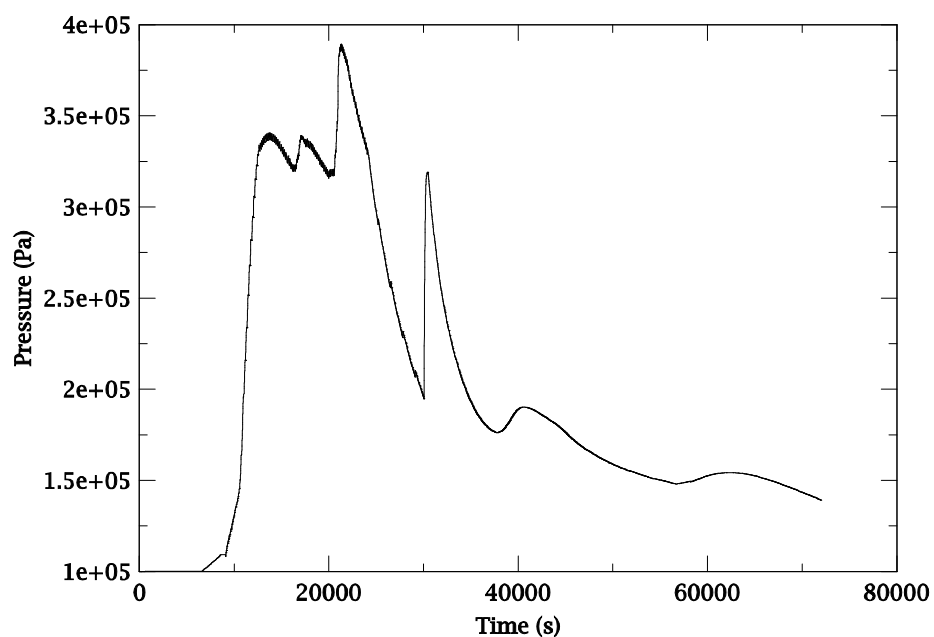


Fig. 17– Pressione all'interno dell'edificio di contenimento

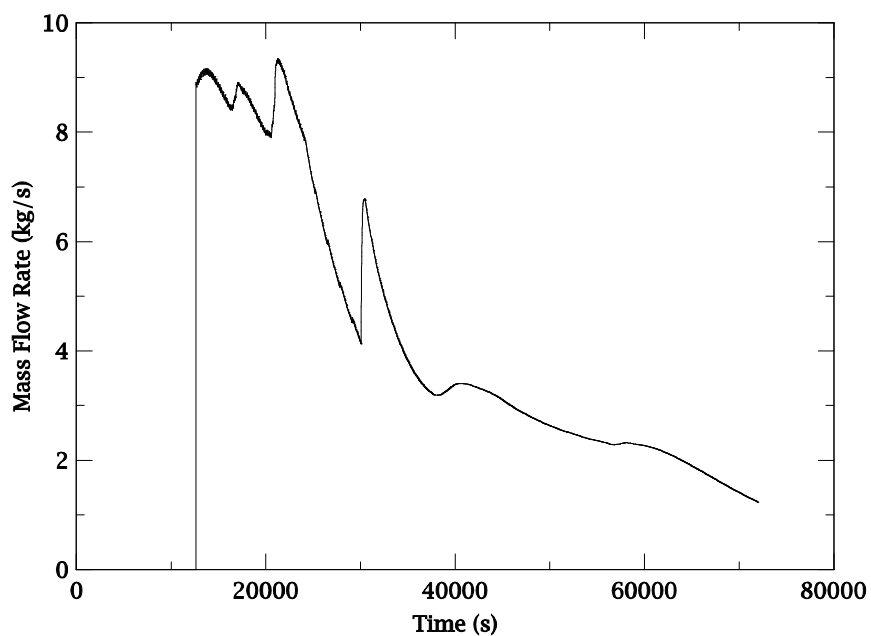


Fig. 18 – portata attraverso la linea di vent

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione ADPFISS – LP1 - 008	Rev. 0	Distrib. L	Pag. 24	di 29
--	--	------------------	----------------------	-------------------	-----------------

4.2 Rilascio dei radionuclidi in atmosfera

Il rilascio dei prodotti di fissione dal combustibile ha inizio a seguito delle prime rotture del clad delle barrette di combustibile, nelle zone più calde, con conseguente aumento della radioattività nel circuito primario.

Inizialmente, il rilascio dei prodotti di fissione nel contenimento è nullo, in quanto, in assenza di LOCA, il primario non presenta vie di fuga.

Solo dopo la rottura del disco della PRT, provocato dalla sovrappressione, i radionuclidi passati nel frattempo dal circuito primario attraverso le valvole di sicurezza del pressurizzatore vengono rilasciati nel contenimento. La fase di rilascio dei prodotti di fissione in-vessel prosegue fino al cedimento della lower head, che crea una via di fuga per il "corium" fuso, che comincia ad interagire con il calcestruzzo sottostante.

L'innalzamento della pressione del contenimento porta poi all'apertura delle linee di vent, le quali sono dotate di pre-filtri, filtri HEPA e charcoal, in grado di abbattere di almeno un fattore 100 la maggior parte dei radionuclidi.

I radionuclidi che riescono a passare i filtri costituiscono il termine di sorgente immesso in atmosfera, rappresentato nelle figure seguenti.

La Fig. 19 mostra la massa totale di gas nobili, tra i quali lo Xe (gruppo 1, vedi Tab. 1), che rappresentano la maggior parte dei rilasci in termini di massa, anche se contribuiscono solo in maniera marginale per quanto riguarda la dose alla popolazione a breve termine, mentre è del tutto trascurabile il contributo a lungo termine.

La Fig. 20 rappresenta invece il rilascio di tutte le altre classi analizzate in MELCOR.

Si nota che le classi più rilevanti dal punto di vista della dose alla popolazione sono la 2, che contiene il Cesio, la 4, contenente lo Iodio, la 5, contenente il Tellurio e la classe 7 che contiene il Molibdeno.

Dalle due tabelle si nota come sarebbe necessario prolungare il calcolo per ottenere la quantità finale rilasciata, dato che a 20 h, alcune classi, in particolare la classe 7, presentano una portata ancora notevole, che sicuramente andrà ad aumentare la massa rilasciata.

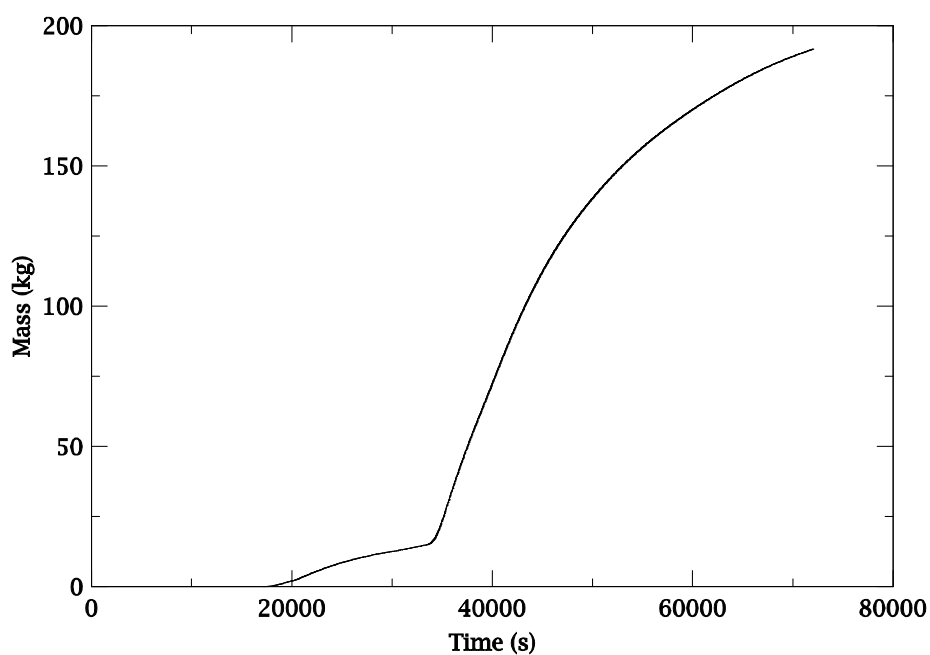


Fig. 19 – massa di gas nobili rilasciati attraverso la vent line

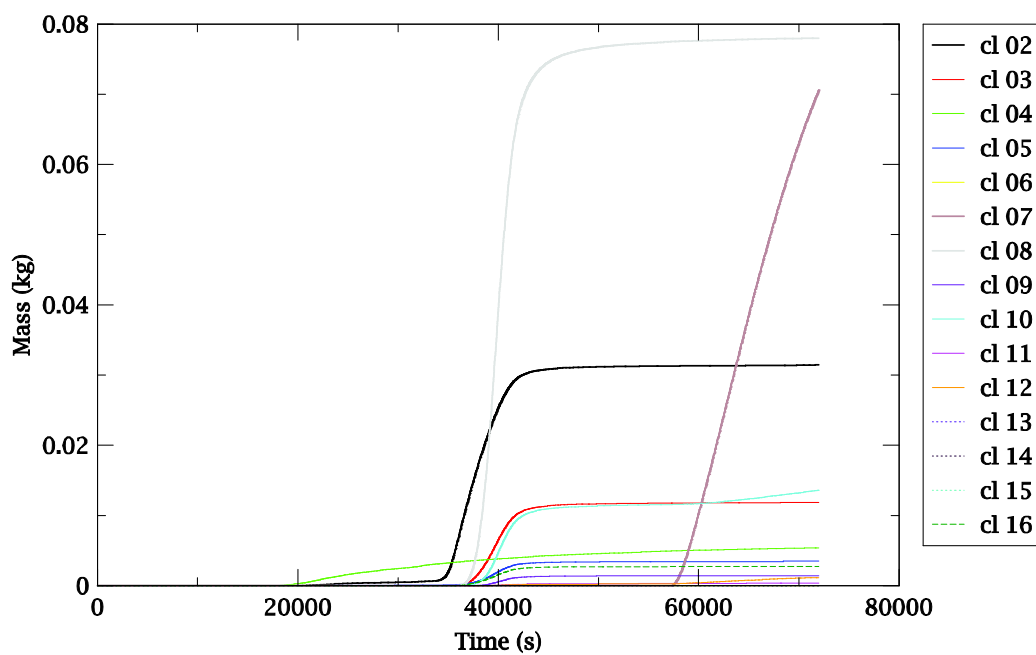


Fig. 20 – massa di radionuclidi (raggruppati per classi) rilasciati attraverso la vent line.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione ADPFISS – LP1 - 008	Rev. 0	Distrib. L	Pag. 26	di 29
--	--	------------------	----------------------	-------------------	-----------------

5. CONCLUSIONI

Il presente studio ha permesso di analizzare il transitorio di LTSBO di un reattore PWR e di valutare il termine di sorgente che, potrebbe quindi permettere di predire la dose alla popolazione.

L'attività fin qui svolta ha consentito la messa a punto del modello MELCOR di un tipico impianto nucleare PWR da 900 MWe la cui bontà è stata testata nei confronti di un transitorio di SBO. Il modello così sviluppato potrà essere testato nei confronti di altri transitori che possono evolvere in incidenti severi, inoltre tale modello potrebbe essere considerato come base di partenza per lo sviluppo della nodalizzazione degli altri impianti frontali.

ACRONIMI

LTSBO	Long-Term Station Blackout
MACCS2	MELCOR Accident Consequence Code System, Version 2
MCCI	Molten Corium-Concrete Interactions
MSIV	Main Steam Isolation Valve
NRC	Nuclear Regulatory Commission
RCP	Reactor Coolant Pump
RCS	Reactor Coolant System
RHR	Residual Heat Removal
ECCS	Emergency Core Cooling System
RPV	Reactor Pressure Vessel
RWST	Refueling Water Storage Tank
SG	Steam Generator
SOARCA	State-of-the-Art Reactor Consequence Analysis Project
SRV	Safety Relief Valve
PRT	Pressurizer Relief Tank
LH	Lower Head
CVH	Control Volume Hydraulic
FL	Flow Path
HS	Heat Structure
DCH	Decay Heat package

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione ADPFISS – LP1 - 008	Rev. 0	Distrib. L	Pag. 27	di 29
--	--	------------------	----------------------	-------------------	-----------------

BIBLIOGRAFIA

- [1] F.Giannetti, G. Caruso, D.Vitale Di Maio, Rapporto tecnico sui calcoli per la caratterizzazione dei vari impianti nucleari in condizioni di incidente grave, CERSE-UNIRM RL 1187/2013, Settembre 2013
- [2] GAUNTT R. O. et al., “MELCOR Computer Code Manuals”, Volume 1: Primer and Users’ Guide, Version 1.8.6, 2012.
- [3] J. N. Lillington et al., Main Characteristics of Nuclear Power Plants in the European Union and Candidate Countries, EUR 20056, 09/2001
- [4] CUMO M., “Impianti Nucleari”, Università La Sapienza, 2009.
- [5] U.S. NRC, State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses Project Volume 2: Surry Integrated Analysis, NUREG/CR-7110, Vol. 2, Rev. 1, August 2013.
- [6] DE ROSA F. et al., “Rilascio di radionuclidi dal nocciolo al sistema di contenimento nei reattori nucleari ad acqua leggera in condizioni incidentali: stato dell’arte e metodi di valutazione”, Report RdS/2011/338.
- [7] F. De Rosa, G. Bianchini, L. Burgazzi, F. De Rosa, S. Ederli, M. Sangiorgi, Attività di validazione di codici di calcolo per lo studio degli incidenti severi in impianti nucleari, Report RdS/2011/24
- [8] F. Rocchi, A. Guglielmelli, M. Sumini, F. Teodori, Calcoli di Inventari di Nocciolo: Affinamento della Metodologia ed Applicazione ai Reattori Frontalieri. Rapporto Tecnico ENEA ADPFISS-LP1-007, Settembre 2013
- [9] R. A. KNIEF, Nuclear Engineering: theory and technology of commercial nuclear power, 2nd ed., ANS, 2008.
- [10] DOE, U.S. Department of Energy, MELCOR Computer Code Application Guidance for Leak Path Factor in Documented Safety Analysis, 2004.
- [11] Larry Humphries, K. Wagner, J. Jun, R. Gauntt (SNL) and Hossein Esmaili (NRC) MELCOR Best Practices - An Accident Sequence Walkthrough.
- [12] Scott G. Ashbaugh, Kenneth C. Wagner, Pamela Longmire, Randall O. Gauntt, Andrew S. Goldmann, and Dana A. Powers, Assessment of Severe Accident Source Terms in Pressurized-Water Reactors with a 40% Mixed-Oxide and 60% Low-Enriched Uranium Core Using MELCOR 1.8.5, SANDIA REPORT SAND2008-6665
- [13] G. Caruso, Esercitazioni di impianti nucleari, ARACNE, 2003
- [14] IAEA, Integrity of Reactor Pressure Vessels in Nuclear Power Plants: Assessment of Irradiation Embrittlement Effects in Reactor Pressure Vessel Steels, NUCLEAR ENERGY SERIES No. NP-T-3.11, 2009.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione ADPFISS – LP1 - 008	Rev. 0	Distrib. L	Pag. 28	di 29
--	--	------------------	----------------------	-------------------	-----------------

[15] J.L. Rempe, D.L. Knudson, High temperature thermal properties for metals used in LWR vessels, Journal of Nuclear Materials 372 (2008) 350–357

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione ADPFISS – LP1 - 008	Rev. 0	Distrib. L	Pag. 29	di 29
--	--	------------------	----------------------	-------------------	-----------------

Curriculum del personale CIRTEN

Il gruppo di lavoro dell'Università di Roma "La Sapienza" che ha collaborato alla presente attività di ricerca è composto da:

Fabio GIANNETTI

Fabio Giannetti si è laureato in Ingegneria Energetica e Nucleare, presso l'Università di Roma "Sapienza" nel 2010, è attualmente dottorando in Energetica. I principali settori di interesse per la sua attività di ricerca scientifica sono: le analisi incidentali su reattori LWR ed FR, sviluppo di sistemi di sicurezza innovativi e problematiche di scambio termico. Nel corso di questi anni ha pubblicato alcuni lavori scientifici riguardanti la sua attività di ricerca.

Gianfranco CARUSO

Gianfranco Caruso si è laureato in Ingegneria Nucleare, presso l'Università di Roma "Sapienza" nel 1984, è dottore di Ricerca in Energetica e Specialista in Sicurezza e Protezione Industriale.

Attualmente è ricercatore e docente di Impianti Nucleari e di Fisica Tecnica presso l'Università di Roma "Sapienza". I principali settori d'interesse nella sua attività di ricerca sono: Sistemi di produzione di energia, termofluidodinamica sperimentale e computazionale, modellazione di sistemi energetici.

Negli anni ha pubblicato, come autore e coautore, numerosi articoli scientifici sui risultati delle sue ricerche.

Damiano VITALE DI MAIO

Damiano Vitale Di Maio si è laureato in Ingegneria Energetica e Nucleare, presso l'Università di Roma "Sapienza" nel 2009, è dottore di Ricerca in Energetica. I principali settori nei quali svolge la sua attività di ricerca sono i sistemi innovativi per gli impianti nucleari di piccola e media taglia (SMR) e per gli impianti nucleari di IV generazione (SFR, LFR) oltre ad alcune problematiche connesse con lo scambio termico. Nel corso di questi anni ha pubblicato alcuni lavori scientifici riguardanti la sua attività di ricerca.