



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



Ministero dello Sviluppo Economico

RICERCA DI SISTEMA ELETTRICO

Benchmark di validazione dell'esperimento PHEBUS FPT3 con i codici MELCOR 2.1 e ASTEC V2.2

*N. Davidovich, F. De Rosa, M. Sangiorgi, N. Voukelatou, M. Sumini, F. Teodori, N. Di
Giuli, W. Ambrosini, S. Paci, G. Mazzini, A. Manfredini*



Report RdS/2012/009

BENCHMARK DI VALIDAZIONE DELL'ESPERIMENTO PHEBUS FPT3 CON I CODICI MELCOR 2.1 E ASTEC V2.2

N. Davidovich, F. De Rosa, M. Sangiorgi, N. Voukelatou – ENEA, M. Sumini, F. Teodori, M. Di Giuli – UNIBO,
W. Ambrosini, S. Paci, G. Mazzini, UNIPI, A. Manfredini

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

**BENCHMARK DI VALIDAZIONE DELL'ESPERIMENTO PHEBUS
FPT3 CON I CODICI MELCOR 2.1 E ASTEC V2.2**

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, ASTEC, PHEBUS
 Rilascio di prodotti di fissione
 Incidente severi

Sommario

Il presente documento riporta sulle attività svolte nell'ambito della Linea Progettuale 2 (LP2), obiettivo A4 (Studi di Sicurezza sugli impianti nucleari) del PAR 2011, AdP ENEA-MSE.

L'obiettivo di un benchmark, cercando di riprodurre i risultati sperimentali dell'esperimento PHEBUS, con i principali codici di calcolo integrale per incidenti severi, è testare le capacità di tali strumenti nel riprodurre i processi chimico/fisici tipici di un incidente severo in un reattore ad acqua in pressione, dalla fase iniziale di degradazione nocciolo, al rilascio e trasporto dei prodotti di fissione nel circuito primario e nel contenimento. Questo documento descrive l'apparecchiatura sperimentale ed i risultati ottenuti, mettendo in luce i punti di forza e di debolezza residua dei modelli nei codici di calcolo.

Note

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




- N. Davidovich, F. De Rosa, M. Sangiorgi, K. Voukelatou (ENEA).
- M. Sumini, F. Teodori (Un. Bologna). M. Di Giulì (Dottorando di Ricerca Un. Bologna).
- W. Ambrosini, S. Paci (Un. Pisa). G. Mazzini (Dottorando di Ricerca Un. Pisa). A. Manfredini.

Sigla doc. rif. CIRTEN-UNIBO: CERSE-UNIBO RL 1354 (2012) Rev. 0


Sigla doc. rif. CIRTEN-UNIFI: CERSE-UNIFI RL 1520 (2012) Rev. 0

Copia n.		In carico a:				
2			NOME			
			FIRMA			
1			NOME			
			FIRMA			
0	EMISSIONE	10/09/2012	NOME	F. DE ROSA	P. MELONI	P. MELONI
			FIRMA	<i>[Signature]</i>	<i>[Signature]</i>	<i>[Signature]</i>
REV.	DESCRIZIONE	DATA	REDAZIONE	CONVALIDA	APPROVAZIONE	

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	NNFISS-LP2-088	0	L	2	72

Indice

1	INTRODUZIONE	3
2	SVILUPPO E VALIDAZIONE DI MODELLI FISICO-MATEMATICI PER L'ANALISI INCIDENTALE SEVERA. BENCHMARK DI VALIDAZIONE DELL'ESPERIMENTO PHEBUS FPT3 CON I CODICI MELCOR 2.1 E ASTEC V2.2	4
2.1	BREVE DESCRIZIONE DELLA FACILITY SPERIMENTALE	4
2.2	RIASSUNTO DELL'ESPERIMENTO FPT3	8
2.3	I CODICI UTILIZZATI	10
2.3.1	IL CODICE MELCOR	10
2.3.2	IL CODICE ASTEC	15
2.4	MODELLAZIONE CON MELCOR 2.1 E SNAP	15
2.4.1	DEGRADAZIONE	26
2.4.2	CIRCUITO	29
2.4.3	CONCLUSIONI	39
2.5	MODELLAZIONE CON IL CODICE ASTEC	41
2.5.1	STRUTTURA DEL CODICE	41
2.5.2	NODALIZZAZIONE FPT3 CON I CODICI ASTEC V2.0R2 E MELCOR 1.8.5	43
2.5.3	DESCRIZIONE DELLA PROVA FPT3	44
2.5.4	PRINCIPALI RISULTATI DALLA SIMULAZIONE DEL TEST FPT3	49
2.5.5	FPT3 TERMINE DI SORGENTE E RISULTATI	50
2.5.6	CONSIDERAZIONI CONCLUSIVE	59
2.5.7	MODELLAZIONE DI PHEBUS FPT3 CON ASTEC V2	61
2.5.8	RISULTATI OTTENUTI DAL CALCOLO ASTEC V20	63
2.5.9	CONCLUSIONI	70
3.	CURRICULUM SCIENTIFICO DEL GRUPPO DI LAVORO CIRTEN	71

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione NNFISS-LP2-088	Rev. 0	Distrib. L	Pag. 3	di 72
--	---	------------------	----------------------	------------------	-----------------

1 INTRODUZIONE

Al fine di garantire una sempre più elevata confidenza nei risultati ottenuti con l'impiego di codici di calcolo per l'analisi di incidenti severi, si è considerato opportuno condurre una serie di attività di validazione basate sul confronto codice-codice e codice-dati sperimentali, in modo da poter determinare il grado di incertezza dei risultati dei calcoli.

La principale apparecchiatura sperimentale europea di riferimento per l'analisi di rilascio e trasporto di prodotti di fissione, usando combustibile nucleare reale, è PHEBUS, situata a Cadarache nel sud della Francia. I principali codici integrali a livello mondiale per l'analisi di incidenti severi sono MELCOR (statunitense) e ASTEC (europeo).

In questo documento sono raccolti i risultati della simulazione della prova sperimentale PHEBUS-FPT3 ottenuti con l'uso di questi codici di ultima generazione.

Grazie a questa attività è stato possibile evidenziare i punti di forza e debolezza dei modelli inseriti in questi codici e, dove necessario, la pianificazione di ulteriori attività di ricerca e sviluppo.

2 SVILUPPO E VALIDAZIONE DI MODELLI FISICO-MATEMATICI PER L'ANALISI INCIDENTALE SEVERA. BENCHMARK DI VALIDAZIONE DELL'ESPERIMENTO PHEBUS FPT3 CON I CODICI MELCOR 2.1 E ASTEC V2.2

Gli attuali reattori nucleari funzionanti in Europa sono stati progettati nel rispetto dei principi di difesa in profondità. In particolare, essi incorporano un contenimento a forte tenuta e sistemi ingegneristici per proteggere la popolazione dai rilasci radioattivi che possono verificarsi a seguito di incidenti presi in conto in fase di progettazione. Nonostante ciò, accade che in alcune circostanze, che si presentano con estremamente bassa probabilità, possa verificarsi una sequenza incidentale severa con fusione del nocciolo e danneggiamento dell'impianto. Questo può provocare dispersione di materiale radioattivo nell'ambiente con rischio per la salute delle persone della popolazione, anche di quelle ben oltre i confini geopolitici dello Stato in cui l'incidente si verifica. Dal background maturato durante la partecipazione a vari progetti europei, risulta evidente la necessità di dotarsi di strumenti di simulazione come il nuovo codice europeo ASTEC per lo studio di argomenti quali: raffreddabilità del nocciolo durante la fase di re-flooding e raffreddamento del debris; processi legati alla interazione tra il nocciolo fuso e il calcestruzzo di basamento del contenimento; rilocalizzazione del corium; interazioni ex-vessel tra refrigerante e corium; sviluppo di incondensabili, in particolare di idrogeno e processi di detonazione e deflagrazione nel contenimento; chimica dello iodio nel RCS (Reactor Coolant System) e nel contenimento.

L'obiettivo di un benchmark basato sull'esperimento PHEBUS FPT3 è valutare la capacità dei codici di calcolo di modellare in modo integrato la fisica dei processi che si svolgono durante un incidente severo in un reattore ad acqua pressurizzata, dalle fasi iniziali di degradazione del nocciolo al comportamento dei prodotti di fissione rilasciati nel contenimento. Questo rapporto descrive brevemente l'impianto e il test sperimentale e risalta le potenzialità e debolezze dei codici impiegati.

2.1 BREVE DESCRIZIONE DELLA FACILITY SPERIMENTALE

Il programma sperimentale PHEBUS FP comprende cinque esperimenti integrali riguardo incidenti severi in reattori nucleari che coinvolgono la degradazione del nocciolo, la produzione di idrogeno, il rilascio di prodotti di fissione e il loro trasporto e comportamento nel contenimento. Tale programma sperimentale è stato svolto dall'istituto francese IRSN sfruttando una facility sperimentale appartenente al CEA nel centro di ricerca di Cadarache (Francia) in collaborazione con la Commissione Europea ed altri organismi internazionali.

Lo scopo del programma era studiare i principali fenomeni coinvolti in un incidente severo grazie ad una serie di esperimenti in-pila che avrebbero fornito delle condizioni tipo per la caratterizzazione di tali fenomeni: rilascio, trasporto, deposizione e ritenzione.

Il programma si articolò con cinque esperimenti: FPT0 (1993), FPT1 (1996), FPT4 (1999), FPT2 (2000) e FPT3 (2004).

Tabella 2-1: matrice degli esperimenti PHEBUS FP

Test	Number of fresh + irradiated + absorber rods	Fuel Burnup (GWd/t U)	Bundle flow	Containment	Date of test
FPT0	20 + 0 + 1SIC*	Trace	Steam-rich	pH 5 non-evaporating sump	December 2, 1993
FPT1	2 + 18 + 1SIC	~23	Steam-rich	pH 5 non-evaporating sump	July 26, 1996
FPT2	2 + 18 + 1SIC	~32	Steam-poor with boric acid	pH 9 evaporating sump	October 12, 2000
FPT3	2 + 18 + 1B ₄ C	~24	Steam-poor	pH 5 evaporating sump	November 18, 2004
FPT4	Pre-formed debris bed; no absorber or metallic Zry	~38	Steam + H ₂	-	July 22, 1999

*- SIC - Silver/Indium/Cadmium

La facility sperimentale consisteva in un circuito chiuso dentro al quale veniva posto un elemento di combustibile che veniva fatto degradare pilotandone le fissioni nucleari grazie ad un reattore a piscina che circondava esternamente tale elemento di combustibile e, al contempo, riducendo la rimozione di calore.

Questo tipo di reattore "a piscina", con una capacità di 40 Megawatt, era dotato di un sistema di raffreddamento che ne permette il funzionamento ad alta potenza per diversi giorni. Il reattore era utilizzato per fornire il flusso di neutroni che irraggiavano l'elemento di combustibile da degradare disposto al centro del nocciolo. I prodotti di fissione rilasciati venivano trasportati in un circuito che rappresentava il primario di un reattore tipo PWR, con tanto di generatore di vapore, ed infine rilasciati in un contenimento che rappresentava in scala 1/5000 il contenimento di un reattore francese tipo REP da 900 MWe.

L'elemento di combustibile conteneva circa 11 kg di UO₂ per una lunghezza attiva di un metro, tenuto in posizione da due gliglie spaziatrici e quattro profili di Zircaloy. Al centro dell'elemento combustibile c'era una barra di controllo in Ag-In-Cd, sostituita da una in B₄C nell'esperimento FPT3.

L'elemento di combustibile era circondato da uno strato di zirconio e di ZrO₂ o ThO₂ che serviva da isolante termico. L'esterno del tubo contenente l'elemento di combustibile era raffreddato da un circuito indipendente ad acqua a 438K, mentre le barrette di combustibile erano raffreddate da un flusso imposto di vapore.

Il circuito in cui i prodotti di fissione venivano rilasciati e trasportati era suddiviso in varie parti:

- Una parte verticale posta subito dopo l'elemento di combustibile
- Una linea orizzontale mantenuta ad una temperatura di 970K, la cui estremità veniva denominata "Punto C"
- Un generatore di vapore verticale mantenuto ad una temperatura di 420K

- Una linea orizzontale mantenuta ad una temperatura di 420K la cui estremità veniva denominata “Punto G”

Le prime due parti del circuito simulavano la “gamba calda” del primario di un PWR, mentre la ultima linea orizzontale simulava la “gamba fredda”.

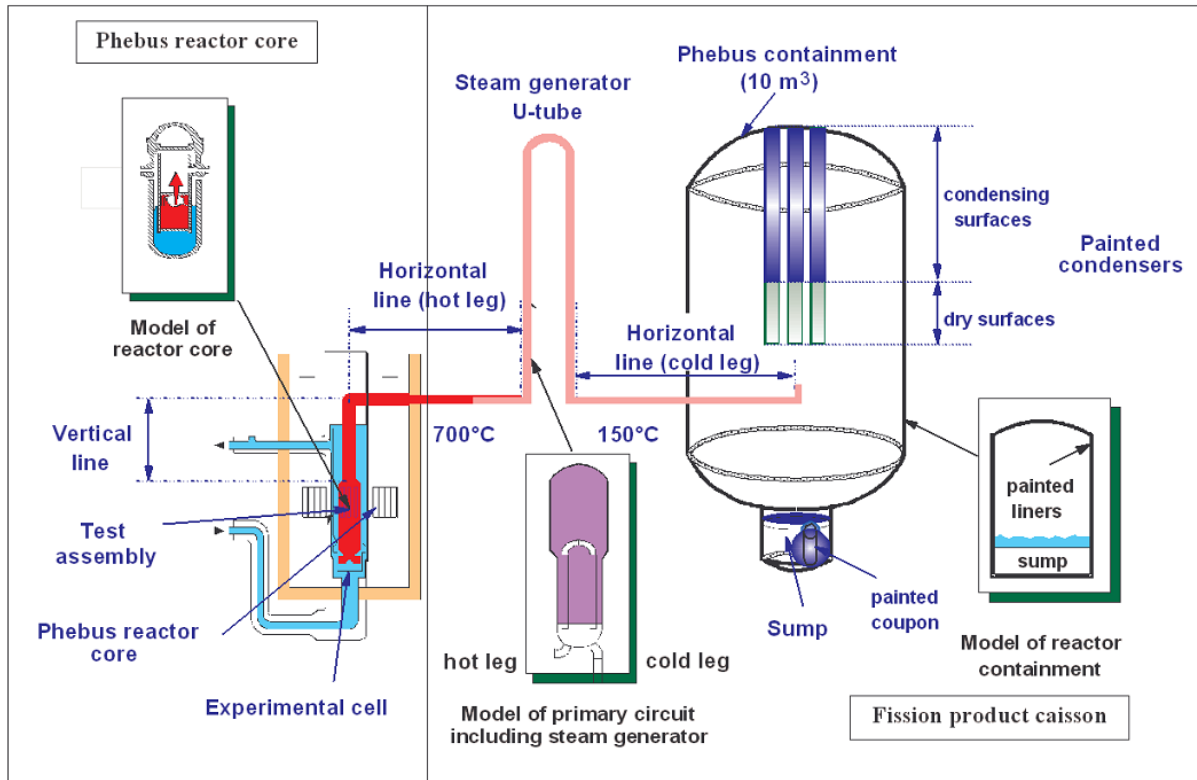


Figura 1: schema della facility PHEBUS FP

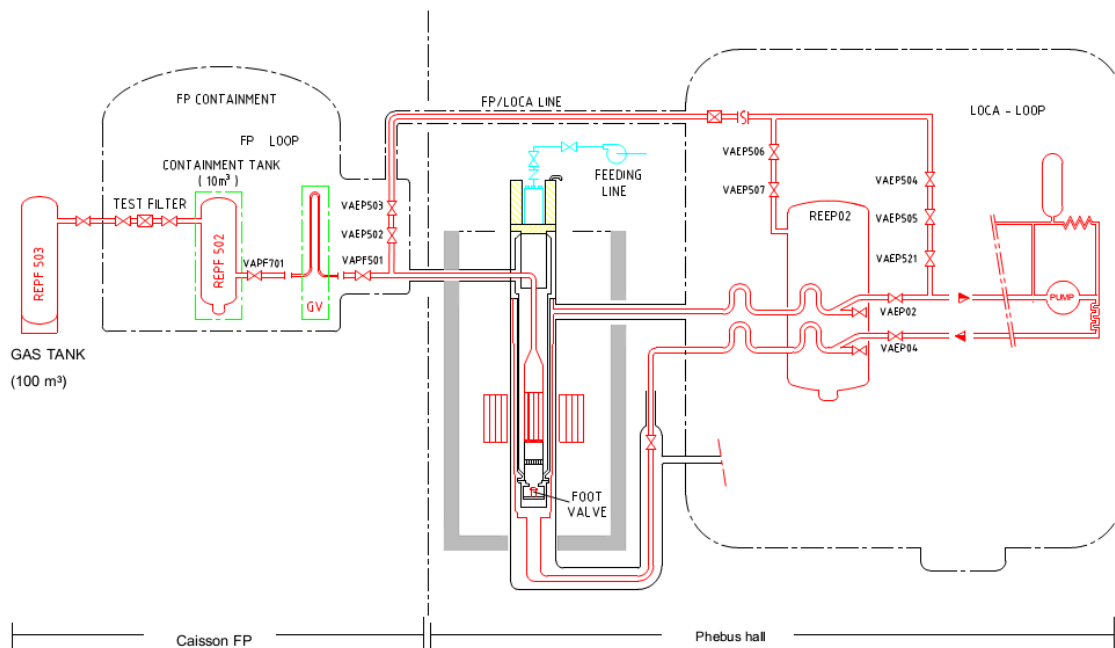


Figura 2: schema circuito idraulico

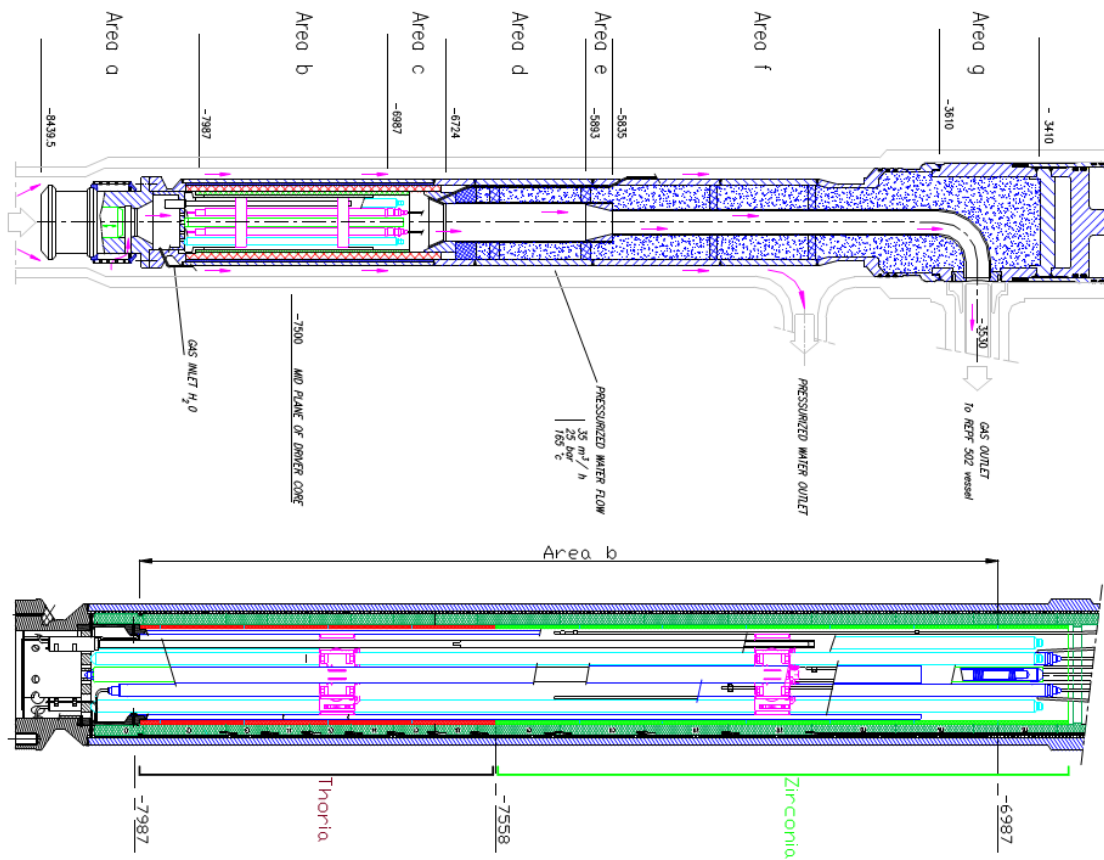


Figura 3: sezione dell'elemento di combustibile di prova

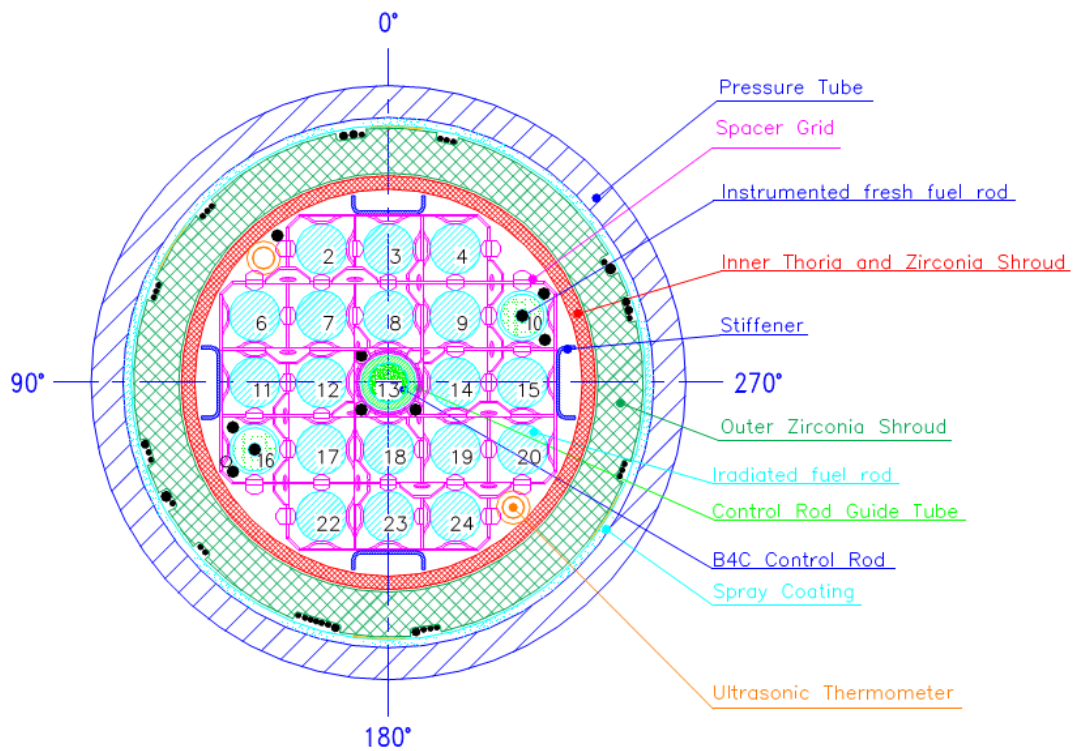


Figura 4: sezione trasversale dell'elemento di combustibile di prova

Il contenimento in cui i prodotti di fissione venivano rilasciati simulava in scala 1/5000 il volume di un reattore tipo REP da 900 MWe, avendo un volume di 10 m³, alto 5 metri e con un diametro di 1.8 metri e conservando le concentrazioni volumetriche dei prodotti di fissione.

Lo scambio di calore e la condensazione di vapore veniva simulata con tre condensatori verticali, le cui superfici raffreddate erano rivestite di vernice epoxy per intrappolare lo Iodio molecolare e formare composti organici di Iodio.

Le pareti esterne del contenimento erano leggermente surriscaldate per impedire la condensazione di vapore e minimizzare le deposizioni di aerosol.

La parte inferiore del contenimento era dotata di un pozzetto di raccolta acque (detto *sump* in inglese) con un volume di 0.1 m³ e un diametro di 0.584 metri. Lo scopo di tale pozzetto era quello di riprodurre lo scambio fra la superficie dell'acqua e l'atmosfera.

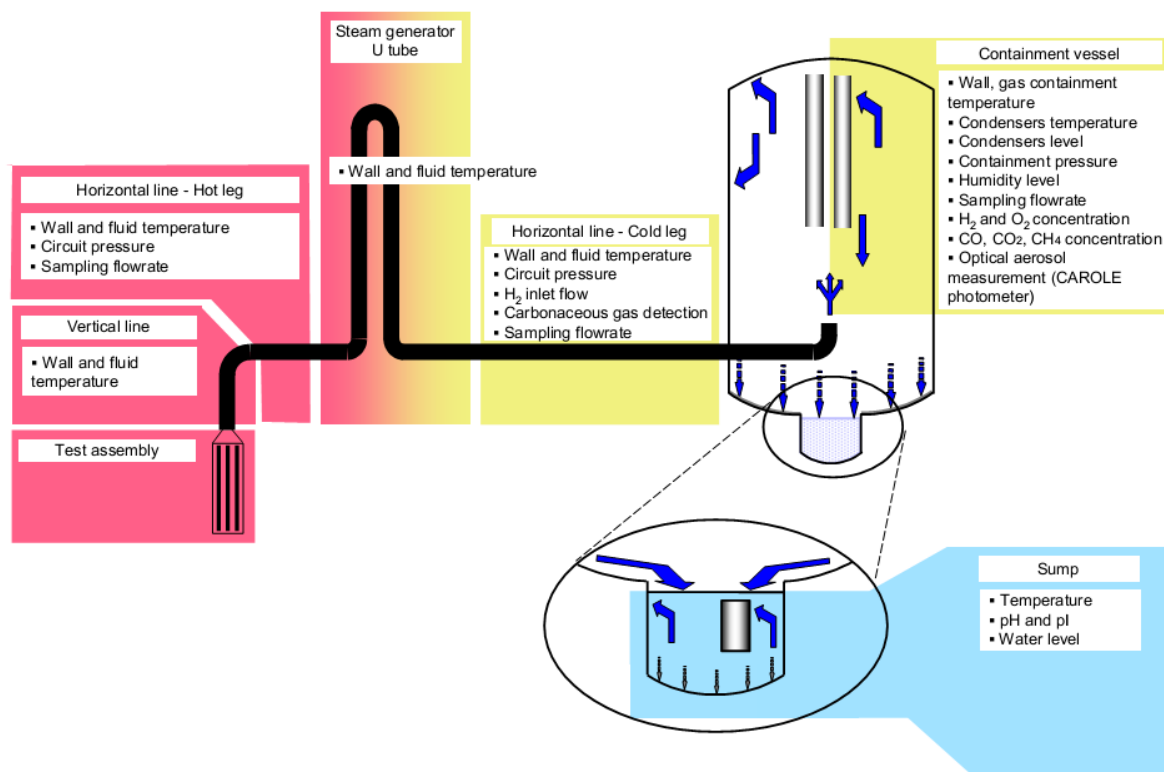


Figura 5: circuito sperimentale e contenimento

2.2 RIASSUNTO DELL'ESPERIMENTO FPT3

L'elemento di combustibile per la prova FPT3 era composto da:

- 18 barrette di reattore PWR, arricchito inizialmente al 6.85% e irraggiato con un burn-up medio di 24.5 GWd/tU;
- 2 barrette fresche arricchite al 4.5%
- Una barra di carburo di boro B4C

Tale elemento è stato pre-irraggiato per 8.5 giorni con una potenza di bundle di 220 kW prima della fase sperimentale vera e propria in modo da ottenere dei prodotti di fissione con breve tempo di decadimento.

Dopo tale pre-irraggiamento è seguita una fase di 37 ore per eliminare l'avvelenamento da Xenon e stabilire le condizioni al contorno dell'esperimento successivo.

L'esperimento è iniziato quando si è passati ad iniettare vapore all'interno del circuito e ad aumentare gradualmente la potenza del reattore.

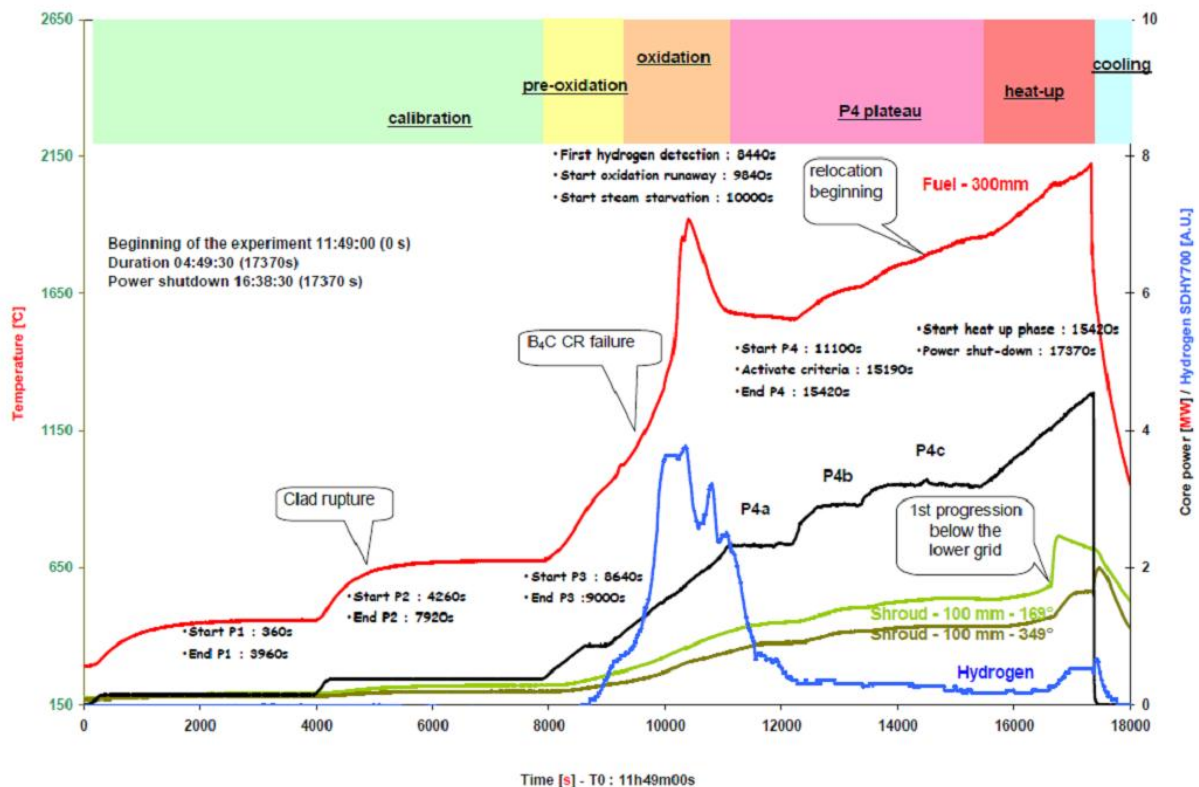



Figura 6: cronologia generale della fase di degradazione FPT3

La fase di degradazione durò circa 5 ore durante la quale venne iniettato vapore costantemente a 0.5 g/s e 2 bar in modo da fornire condizioni di ossidazione per la chimica dei prodotti di fissione; la potenza dell'elemento combustibile fu aumentata progressivamente fino a 32.8 kW.

La prima fase di degradazione durò 7920 secondi e servì per "calibrare" la strumentazione, specialmente per mettere in relazione la potenza del nocciolo con la potenza del bundle.

La seconda fase di degradazione durò 9450 secondi (quindi terminò dopo 17370 secondi dall'inizio dell'esperimento) e fu la parte in cui l'elemento di combustibile fu realmente degradato, rilasciando prodotti di fissione, idrogeno, CO e CO₂.

La fase di degradazione fu seguita da altre tre: aerosol, lavaggio, chimica; tali fasi però non vengono descritte in questo resoconto in quanto il calcolo effettuato da ENEA, Università di Pisa e Università di Bologna e qui esaminato si limita solo alla fase di degradazione.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	NNFISS-LP2-088	0	L	10	72

2.3 I CODICI UTILIZZATI

2.3.1 IL CODICE MELCOR

MELCOR è un codice integrale multiplatforma, orientato alle applicazioni ingegneristiche, in grado di simulare l'evoluzione di incidenti severi in reattori nucleari di potenza ad acqua leggera.

Questo codice è stato 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 (STCP).

MELCOR è in grado di simulare un ampio spettro di fenomeni che si succedono quando si verifici un incidente severo in un impianto con reattore nucleare di potenza ad acqua leggera, sia esso bollente o pressurizzato.

Come sarà mostrato, il punto di forza di questo strumento integrale di calcolo sta nella sua struttura modulare, fortemente orientata agli oggetti, che conferisce al codice una flessibilità e un'adattabilità non riscontrabile negli altri codici disponibili nel panorama interazionale, al punto che, pur essendo stato concepito per applicazioni finalizzate ai reattori ad acqua leggera, è stato usato con successo anche 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, citiamo:

- la risposta termoidraulica nel sistema di raffreddamento, nella cavità del reattore, negli edifici di contenimento e confinamento;
- la perdita di refrigerante con esposizione del core, riscaldamento del combustibile, ossidazione delle guaine, degrado del combustibile e deformazione delle barre, fusione del nocciolo e riallocazione dei materiali;
- il rilascio e trasporto di radionuclidi;
- la produzione, il trasporto e la combustione di idrogeno;
- i fenomeni di espulsione di materiali fusi;
- le aggressioni al calcestruzzo;
- la reazione delle strutture al calore;
- l'impatto dei sistemi di sicurezza sul comportamento della termoidraulica e dei radionuclidi.

MELCOR 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 passo passo per tutta la durata della simulazione. La struttura fortemente modulare agevola la manutenzione e l'aggiornamento del codice.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	NNFISS-LP2-088	0	L	11	72

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

Nel corso degli anni le incertezze fenomenologiche si sono andate riducendo, gli utilizzatori sono via via 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 fenomenologica, 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 sensibilità e di incertezza con l'introduzione di opportuni coefficienti. Leggi di correlazione, 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 sensibilità, che possono essere introdotti come parametri opzionali di input.


La capacità di modellazione di MELCOR è quanto più possibile generale e flessibile grazie all'adozione di un approccio a volumi di controllo nella rappresentazione dell'impianto. Nessuna specifica nodalizzazione è imposta all'utilizzatore, il quale gode di ampi gradi di libertà nello scegliere il livello di dettaglio del modello che si accinge a costruire.

Una geometria specifica del reattore è richiesta solo nella rappresentazione del nocciolo del reattore. Persino in questo caso, tuttavia, un semplice modello base è sufficiente a rappresentare il core di un reattore ad acqua leggera, bollente o pressurizzato, e da esso si può partire verso una rappresentazione più specializzata, con un ampio numero di livelli di dettaglio e complessità crescenti.

MELCOR è composto da un numero di diversi moduli, o pacchetti, ciascuno dei quali modella una diversa porzione della fenomenologia incidentale. In questa sezione elenchiamo quelli utilizzati nel calcolo dell'esperimento PHEBUS FPT3 e ne diamo una descrizione sintetica, con un livello di dettaglio utile a capire le potenzialità e la flessibilità del codice.

COR

Il pacchetto COR (CORE) simula la risposta termica del nocciolo e delle strutture interne del plenum inferiore, compresa la porzione della testa inferiore direttamente al disotto del nocciolo. Il pacchetto simula anche la redistribuzione dei materiali strutturali del nocciolo e del plenum inferiore durante la fusione, collasso e formazione di detriti, inclusa la rottura del vessel del reattore e il versamento di detriti nella cavità del reattore. Esso simula anche la risposta meccanica semplificata della testa inferiore del vessel al differenziale di pressione tra il plenum inferiore all'interno del vessel del reattore e la cavità del reattore all'esterno del vessel. All'interno di una singola cella del nocciolo, possono essere rappresentate diverse strutture come componenti distinte. Citiamo, ad esempio, pellet di combustibile, guaine, deflettori, barre di controllo. Allo stesso modo si possono rappresentare detriti solidi e letti di materiale fuso. Ciascun componente può essere composto da diversi materiali mantenuti

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	NNFISS-LP2-088	0	L	12	72

all'equilibrio termico. Per ciascun componente di una cella, vengono simulati i più importanti processi di scambio termico. Si tiene conto dell'irraggiamento tra le varie componenti di una cella e tra le celle, in direzione assiale e radiale, così come l'irraggiamento alle strutture di contenimento (pareti del vessel e plenum superiore, modellate dal pacchetto HS) e all'acqua in fase liquida.

E' simulata la conduzione in ciascuna delle componenti, così come la conduzione/irraggiamento attraverso il gap tra combustibile e guaina. La trasmissione di calore per convezione al fluido presente in volumi di controllo adiacenti è simulata per un ampio range di condizioni del fluido e di temperature delle superfici strutturali, inclusa l'ebollizione nucleata e a film.

Il pacchetto simula l'ossidazione dello zircaloy e dell'acciaio per entrambi i casi limite nei quali si verifichi la diffusione allo stato solido di ossigeno attraverso lo strato di ossido e la diffusione gassosa di vapore e ossigeno attraverso la miscela di gas. Viene simulata anche la reazione del B4C col vapore.

Il modello di degradazione del nocciolo è in grado di trattare:


- reazioni eutettiche, che conducano alla liquefazione per temperature al di sotto del punto di fusione;
- reazioni di dissoluzione, che conducano a significative dislocazioni del combustibile, per temperature al di sotto della temperatura di fusione del UO₂;
- candling di materiale fuso e formazione e dislocazione di detriti solidi.

Nuova, in MELCOR 2.1 è la simulazione della convezione all'interno di letti di materiale fuso, sia nel core che nel plenum inferiore. Il modello è stato esteso, per tener conto della separazione dei letti di ossido fuso dai letti di metallo fuso, divisione dei radionuclidi tra fasi di ossido e metalliche, distribuzione uniforme di composizione ed entalpia attraverso una piscina di materiale fuso, trasferimento di calore tra materiale fuso e lo strato solido sottostante, formazione e movimento di ostacoli localizzati, all'interno di una cella. Esiste la possibilità di aggiornare variabili geometriche, quali superfici e volumi, per tener conto della variazione della geometria del nocciolo per effetto della degradazione e di modellare la variazione di resistenza idrodinamica dovuta alla riallocazione dei materiali.

CVH

Il pacchetto CVH (Control Volume Hidrodynamics), insieme al pacchetto FL (Flow Path), ha il compito di simulare il comportamento termoidraulico di acqua, vapor d'acqua e gas. I processi termoidraulici intervengono in tutti gli aspetti della fenomenologia incidentale. In MELCOR, i pacchetti CVH e FL forniscono le condizioni al contorno per altri pacchetti fenomenologici, come BUR, CAV, COR, FDI e HS. Questi pacchetti di volta in volta costituiscono sorgenti o pozzi di energia e massa per CVH.

COR e HS determinano anche delle variazioni nello spazio disponibile per i materiali fluidi. La scelta nella costruzione dei modelli implementati in CVH ed FL è frutto di un compromesso tra richieste spesso in conflitto tra loro. I pacchetti devono essere veloci computazionalmente, ma anche affidabili e precisi. Non devono penalizzare le prestazioni di altri pacchetti. Devono permettere grande flessibilità nella nodalizzazione, per facilitare studi di sensibilità, devono estrarre il massimo delle informazioni da nodalizzazioni grossolane e,

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	NNFISS-LP2-088	0	L	13	72

ad un tempo, permette nodalizzazioni raffinate per confronti con codici più sofisticati. Il metodo di calcolo scelto è del tipo volume di controllo - traiettoria di flusso simile a quanto implementato in RELAP4, HECTR, CONTAIN.

Tutti i materiali fluidodinamici e la loro energia risiedono in volumi di controllo. Con materiali fluidodinamici, si intendono il refrigerante (acqua), il vapore e i gas incondensabili. Non sono inclusi il nocciolo, i detriti, le strutture, i prodotti di fissione, aerosol o film d'acqua su superfici. I materiali fluidodinamici sono divisi in due campi indipendenti, ai quali si fa riferimento come piscina e atmosfera. I nomi sono suggeriti dalla intuitiva rappresentazione, comunemente usata, che vuole, per effetto della gravità, l'acqua raccogliersi sul fondo, tuttavia la reale interpretazione è meno restrittiva. La forma del volume è descritta con dettaglio sufficiente a determinare l'altezza del livello della piscina. Al di là di questo un volume di controllo non ha struttura interna ed è caratterizzato da una sola pressione e da due temperature, una per la piscina, una per l'atmosfera. I volumi di controllo sono connessi da traiettorie di flusso attraverso le quali i materiali fluidodinamici possono muoversi senza stazionare, guidati da equazioni dei momenti per ciascun campo. Ciascun volume di controllo può essere connesso ad un numero arbitrario di altri volumi e sono permesse traiettorie di flusso parallele, che connettano la stessa coppia di volumi. Non ci sono restrizioni alla rete di connessione, che si può in questo modo costruire. Piscina e atmosfera, la sola piscina o la sola atmosfera possono attraversare una traiettoria di flusso, dipendentemente dall'elevazione della giunzione rispetto al livello della piscina.

I volumi di controllo possono essere usati per simulare sistemi fisici in innumerevoli modi. In alcuni casi i volumi di controllo possono rappresentare serbatoi e le traiettorie di flusso le tubazioni, di volume trascurabile, che li connettono. In altri casi possono rappresentare regioni geometriche di volumi fisici più grandi, con le traiettorie di flusso a rappresentare ideali superfici di separazione interposte tra volumi di controllo adiacenti.


In quest'ultimo caso si può pensare di costruire un'approssimazione alle differenze finite di un'equazione a una, due o tre dimensioni. Tuttavia, poiché l'equazione dei momenti per ciascuna traiettoria è solo unidirezionale e poiché non c'è momento associato ad un volume di controllo, la rappresentazione non è fisicamente realistica. Calcoli, effettuati in altri pacchetti, possono generare sorgenti e pozzi di energia nei volumi di controllo o cambiare il volume di spazio fisico accessibile ai materiali fluidodinamici. Questi effetti sono implementati come condizioni al contorno numericamente esplicite.

Oltre alle sorgenti di calore dal pacchetto DCH, le sorgenti o pozzi di massa ed energia includono calore da HS, COR, CAV e PDI, acqua dalla condensazione o evaporazione di film o fusione di ghiaccio in HS o deposizione di goccioline di aerosol in RN, varie sorgenti di gas dal de-gasamento di strutture in HS o ablazione di calcestruzzo da CAV.

La chimica delle ossidazioni in COR e BUR è modellata a costituire pozzi di reagenti e sorgenti di prodotti di reazione. Variazioni nel volume fisico accessibile ai materiali fluidodinamici sono conseguenze di fenomeni come il candling, collasso del nocciolo, che sposta materiali non fluidodinamici dentro o fuori da un volume di controllo.

DCH

Il pacchetto DCH (Decay Heat) determina la generazione di calore dal decadimento dei prodotti di fissione. La potenza di decadimento è calcolata per i prodotti di fissione, che:

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	NNFISS-LP2-088	0	L	14	72

- sono presenti nei materiali del nocciolo;
- nei materiali della cavità del reattore;
- negli aerosol, sospesi o depositati;
- nei vapori.

I livelli di calore di decadimento in funzione del tempo sono accessibili in MERCOR come una funzione ausiliaria, che può essere chiamata da altri pacchetti fenomenologici. Il pacchetto DHC non è coinvolto nei calcoli di prodotti di fissione o di reazioni chimiche. Questi processi sono simulati dal pacchetto RN.

Alla generazione della potenza totale di decadimento contribuiscono sia i radionuclidi presenti nel nocciolo e nella cavità, al momento dello shutdown, sia i loro figli. Nel calcolo, il pacchetto DHC non tratta esplicitamente le singole catene di decadimento. Tracciare dettagliatamente ogni catena sarebbe troppo oneroso in termini di mole di calcolo. Quando il pacchetto RN è attivo, la potenza di decadimento è calcolata per ogni classe di radionuclidi usando tabelle pre-calcolate con ORIGEN. Se il pacchetto RN non è attivo, la potenza di decadimento dell'intero sistema è calcolata con uno dei molti modi possibili specificati dall'utente.

FL

Il pacchetto FL (Flow Path) stabilisce le connessioni tra i volumi di controllo e determina le caratteristiche della rete attraverso la quale i materiali fluidodinamici possono fluire da un volume di controllo e l'altro. Nel fluire, i materiali possono termicamente riequilibrarsi, condensare od evaporare. Questi possibili processi sono governati da modelli ereditati dal codice SPARC90.


Oltre alla geometria delle traiettorie di flusso, il pacchetto FL richiede che sia assegnata la resistenza al flusso, incluse le perdite di carico associate alle pareti dei volumi di controllo e agli ostacoli generati per dislocazione di detriti dal pacchetto COR. C'è ancora la possibilità di usare modelli speciali, che simulino interventi esterni di valvole e pompe.

HS

Il pacchetto HS (Heat Structure) calcola la conduzione di calore attraverso una struttura fisica solida, senza soluzioni di continuità, e il trasferimento di energia attraverso le sue superfici esterne ai volumi di controllo. Una Heat Structure è da intendersi come una struttura solida intatta, elementare con possibilità di conduzione di calore monodimensionale. Una Heat structure ha due superfici limite (sinistra e destra, per geometria piana, interna ed esterna per geometria cilindrica, sferica o emisferica), sulle quali vanno imposte specifiche condizioni al contorno. Le strutture termiche sono molto versatili e possono essere usate per simulare componenti interne e pareti di un vessel, strutture di contenimento, barre di combustibile con generazione di calore, tubi di generatori di vapore, pareti di tubature.

MP

Il pacchetto MP (Material Properties) determina le proprietà fisiche dei materiali, che sono richieste dai pacchetti fenomenologici. Tali proprietà sono calcolate usando leggi analitiche,

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	NNFISS-LP2-088	0	L	15	72

correlazioni e tabelle. L'utente può definire nuovi materiali e le loro proprietà, così come sovrascrivere le proprietà di materiali standard.

NCG

Il pacchetto NCG (Non Condensable Gas) determina le proprietà dei gas incondensabili all'interno dei volumi di controllo. Questi sono trattati come gas ideali e sono caratterizzati dal peso molecolare, dall'energia interna e dal calore specifico a volume costante, che viene determinato in funzione della temperatura, tramite una funzione polinomiale, i coefficienti della quale possono essere specificati dall'utente.

RN

Il pacchetto RN (RadioNuclide) simula il comportamento di aerosol e vapori di prodotti di fissione, incluso il rilascio dal combustibile e dai detriti, la dinamica degli aerosol con condensazione e ri-vaporizzazione, deposizione sulle superfici delle strutture, trasporto attraverso le traiettorie di flusso, rimozione attiva strumentale. Il pacchetto ha la capacità di tener conto di reazioni chimiche elementari controllate dall'utilizzatore. Le condizioni al contorno per il pacchetto sono fornite da altri pacchetti: informazioni sui fluidi sono fornite dal CVH, le temperature del combustibile e dei detriti sono fornite da COR e CAV e la temperatura superficiale delle strutture è fornita da HS. COR e CAV rendono accessibili informazioni sulla riallocazione di masse di detriti, permettendo a RN di calcolare la riallocazione di prodotti di fissione non rilasciati. Allo stesso modo l'avvezione di radionuclidi tra volumi di controllo è determinata da CVH e il lavaggio di radionuclidi depositati sulle Heat Structure è determinate dal drenaggio di film d'acqua calcolati da HS. Quando richiesto, RN determina il calore di decadimento per il corrente inventario di radionuclidi accedendo a DCH.

2.3.2 IL CODICE ASTEC

Descrivere ASTEC

2.4 MODELLAZIONE CON MELCOR 2.1 E SNAP

Per la creazione del input deck di MELCOR si è fatto ricorso al programma SNAP.

SNAP (Symbolic Nuclear Analysis Package) è costituito da una suite di applicazioni integrate, progettate per semplificare il processo di esecuzione di analisi ingegneristiche. SNAP è costruito su Common Application Framework for Engineering Analysis (CAFEAN) che fornisce un quadro visuale flessibile e intuitivo per la creazione e la modifica di input per codici di analisi ingegneristica come ad esempio MELCOR.

Si è creato anche uno shema autoCAD in scala basato sul databook¹ ufficiale dell'esperimento per visualizzare meglio le varie parti e componenti del circuito e dell'elemento di combustibile.

¹ DATA BOOK FPT3 - August 2007 - INSTITUT DE RADIOPROTECTION ET DE SURETE NUCLEAIRE

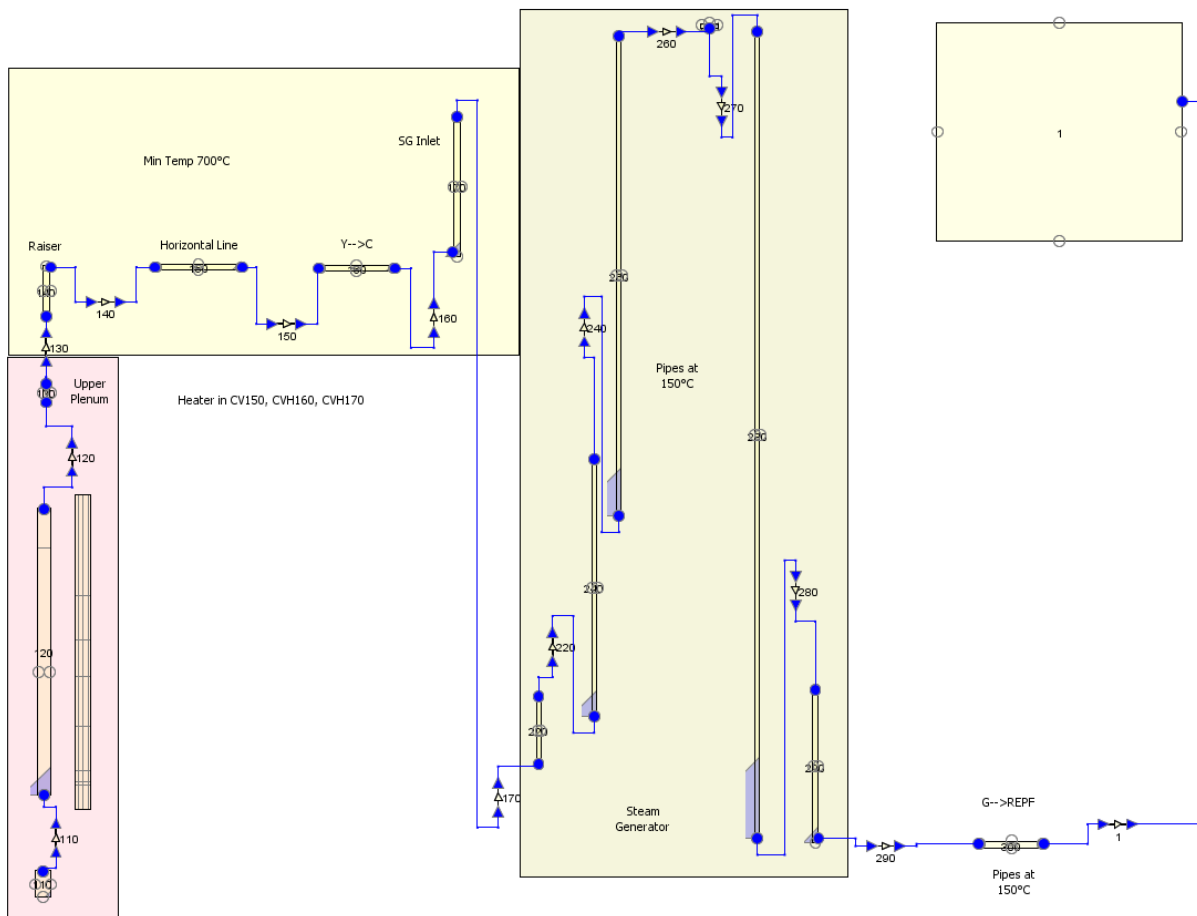


Figura 7: Volumi di controllo e collegamenti per il modello FPT3 (non in scala)

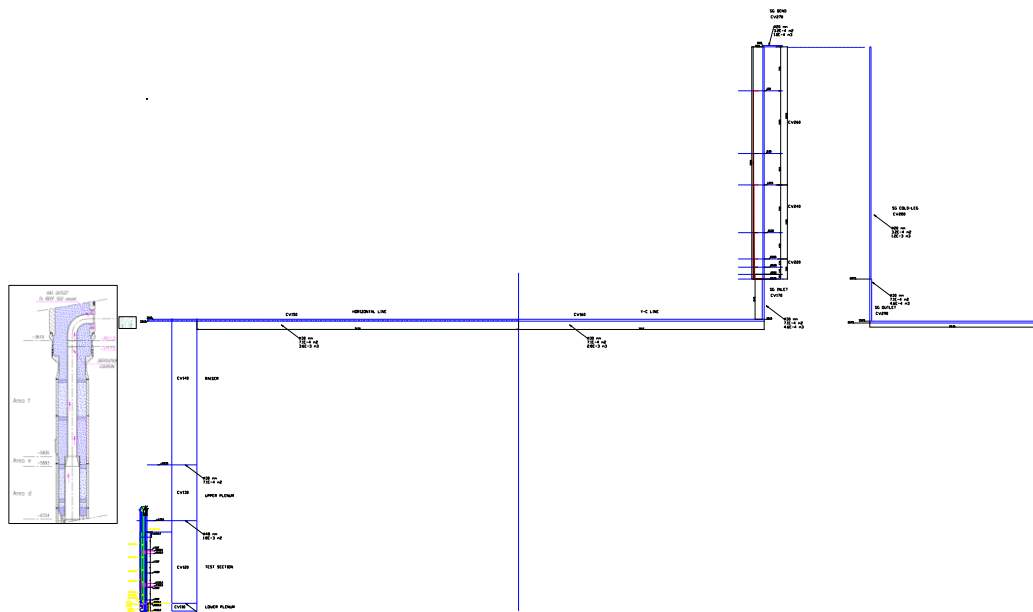


Figura 8: Schema autoCAD del circuito FPT3 (in scala)

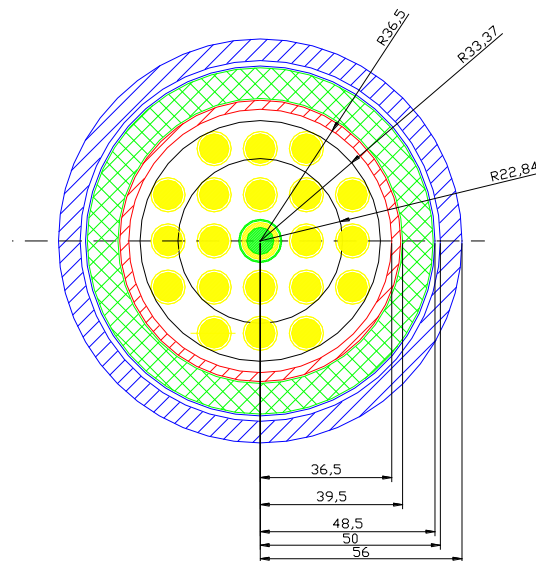


Figura 9: nodalizzazione radiale dell'elemento di combustibile

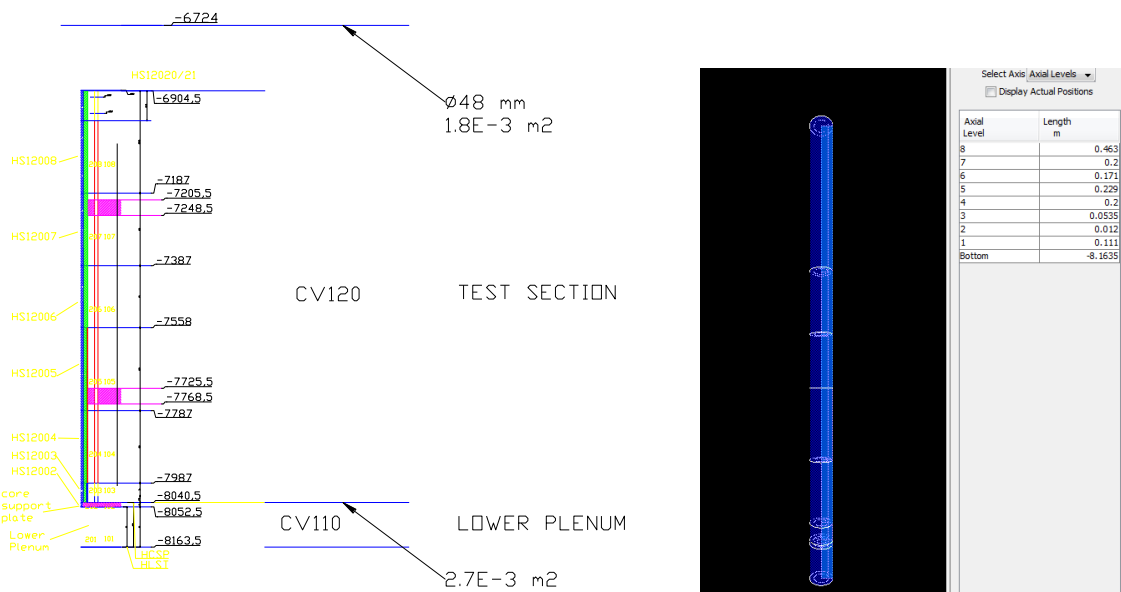


Figura 10: nodalizzazione assiale dell'elemento di combustibile

L'elemento di combustibile è stato nodalizzato in 2 anelli radiali e 8 livelli assiali.

MELCOR 2.1 richiede una descrizione della *lower head* in quanto il modulo del codice che descrive il nocciolo è stato pensato per un classico reattore nucleare ad acqua leggera. Nell'esperimento PHEBUS non c'è naturalmente nessuna lower head, pertanto se ne è creata una fittizia associata ad una cavità del reattore anch'essa fittizia.

Sono stati impiegati due volumi di controllo: uno per la lower head e uno per il nocciolo. Il vapore che fluisce nell'elemento combustibile è stato simulato come una sorgente nel volume della lower head a temperatura e portata specifica: 438.15 K e 0.5 g/s rispettivamente.

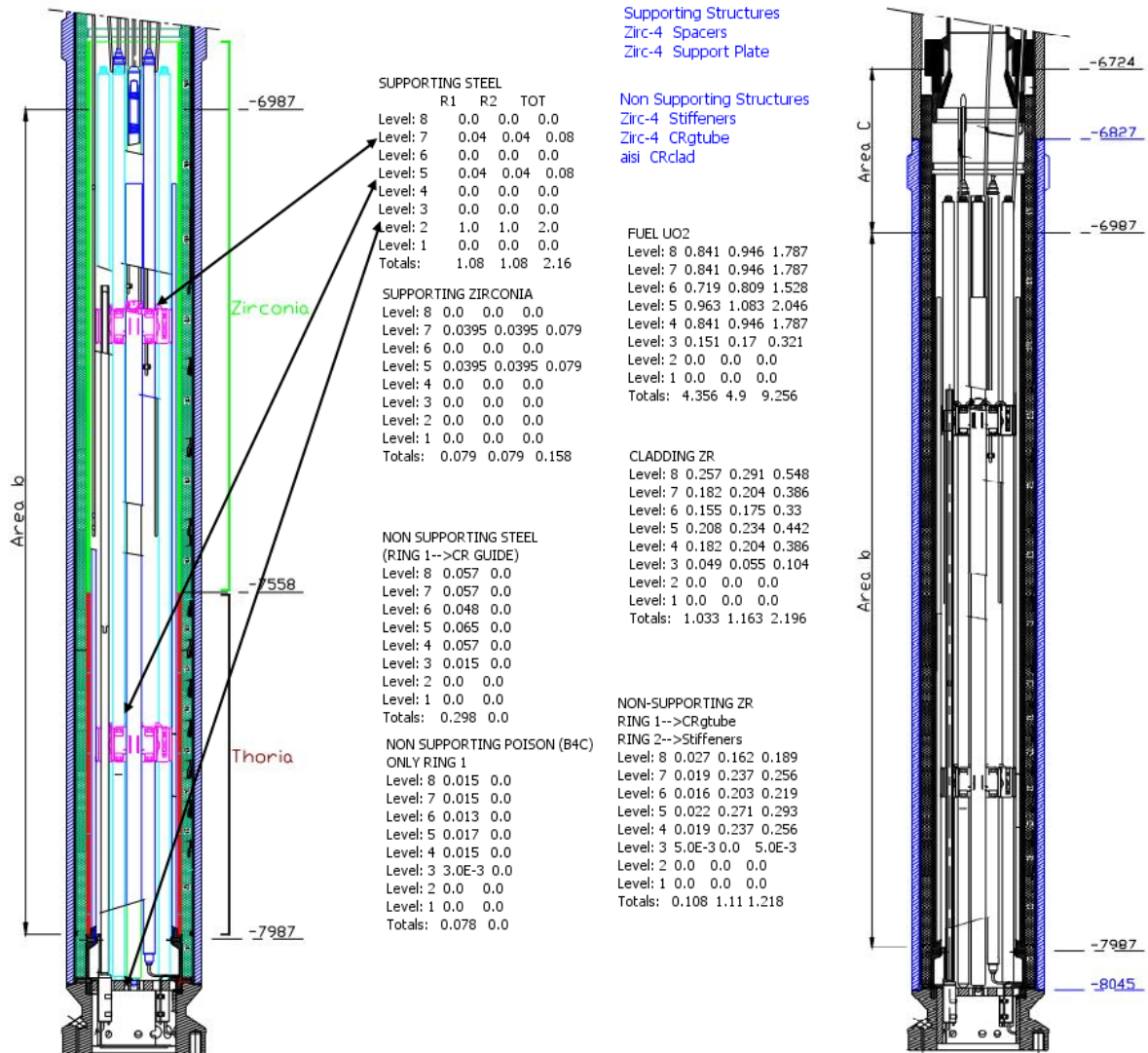
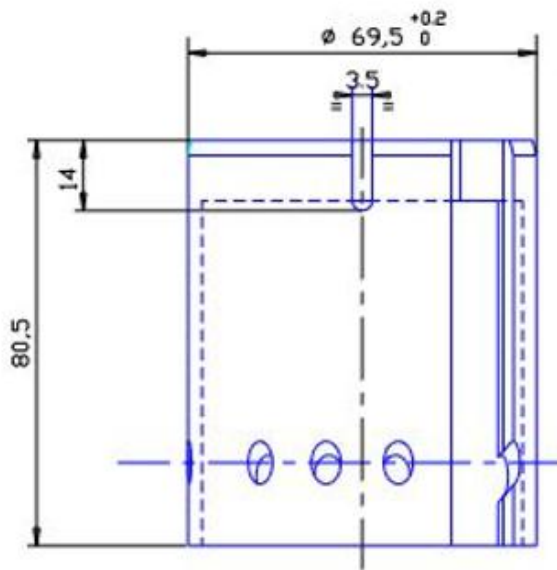


Figura 11: nodalizzazione assiale dell'elemento di combustibile



21 holes (maybe?) 3.5 mm diameter

Cross Section = $\pi * 3.5^2 / 4 = 9.62 \text{ mm}^2$

Wet Perimeter = $\pi * 3.5 = 11 \text{ mm}$

HYD.D. = 3.5 mm

ASSS

$70^2 / 4\pi = 0.004 \text{ m}^2$

Figura 12: nodalizzazione piastra di supporto

La piastra di supporto del nocciolo è stata modellata come una *supporting structure* in Zircaloy, con una area di canale come se la piastra non ci fosse.

Geometry : height 43 mm
 blade thickness 0.4 mm
 weight 79 g per grid
 material Zircaloy-4

Springs : number 48 per grid
 material Inconel 718

Material properties see part 4 : Materials

Reference [63]

$$D_H = \frac{4LW}{2(L+W)} = \frac{2LW}{L+W}$$

HYD.D = 12.6 mm

ASSS
 64mm x 43 mm x 11strips x 2façades
 = 0.06 m²

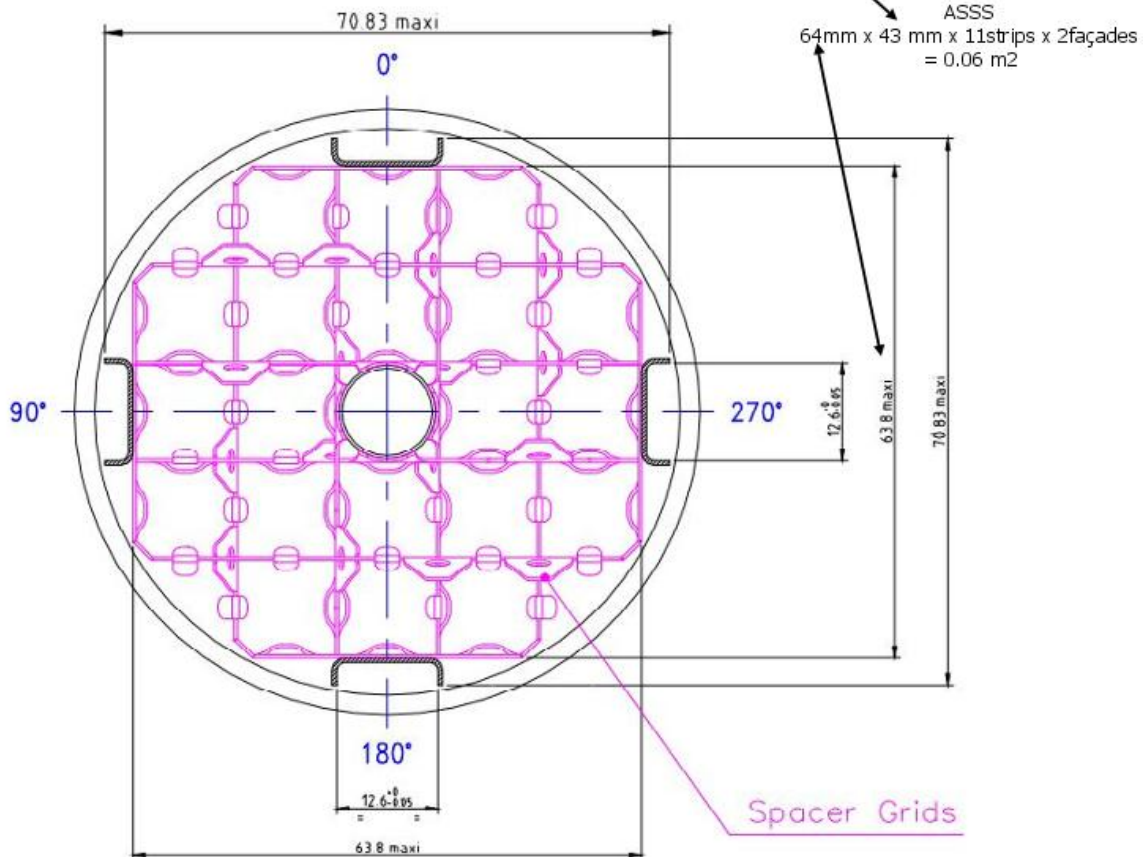


Figura 13: nodalizzazione griglie spaziatrici

Le griglie spaziatrici, dette *spacer grids*, sono state modellate in Zircaloy come *supporting structure*, plate G con un cedimento parametrico quando viene raggiunta la temperatura di 1800 K.

I profili di sostegno, detti *stiffeners*, sono in zircaloy, sono stati modellato come *non-supporting structure* con cedimento quando la temperatura è superiore a 2800K oppure quando lo spessore è minore di 0.1 mm.

CONTROL ROD

Name of item :	Boron Carbide Absorber – Rod (B ₄ C)
Drawing Numbers :	bundle: 047.EU.9031.DE.99201.000–D rod details: . 047.36.9031.DE.99127.300–C
Location :	see loading plan page 3, see sketches
Overall length :	1124,5 mm
B ₄ C :	length 1006 actual (length : 14mm/unit) outer diameter 7,4 /mm material properties see part 4 : Materials weight 75 g
Cladding :	length 1088,5 mm outer diameter 10,24 mm inner diameter 7,72 mm material AISI 304 roughness Ra < 1.6 μm material properties see part 4 : Materials weight 302 g
Spring :	number 1 length unstressed 54 (50 stressed) mm number of turns 26 mm thickness 1.4 mm material AISI 302 material properties see part 4 : Materials
Filling gas :	type He pressure 1 bar abs. at 293 K upper plenum 1350* mm ³ lower plenum 0 mm ³
References.	[63], [88]

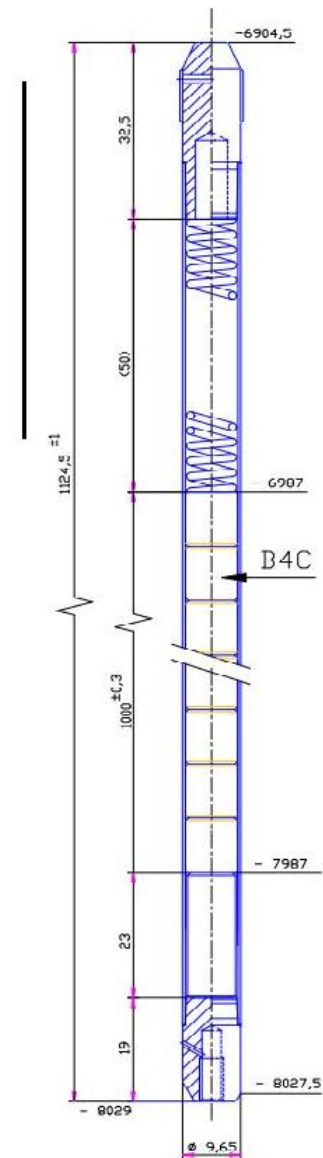
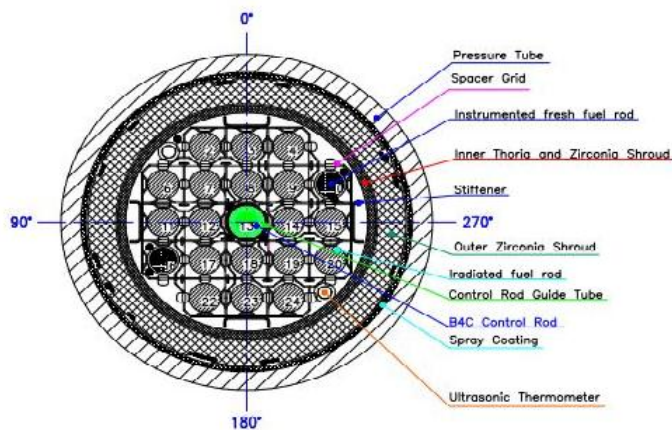


Figura 14: barra di controllo

La barra di controllo è stata modellata come una *non supporting structure* multipla:

- Tubo guida in Zircaloy
- Cladding o guaina in acciaio
- Carburo di boro

Il diametro idraulico e la superficie laterale di ogni componente coincide con quella corrispondente al diametro esterno del tubo guida. In altre parole, il tubo guida, la guaina e il carburo di boro hanno lo stesso diametro e la stessa superficie laterale, livello per livello, calcolato in base alla geometria del tubo guida.

La barra di controllo può cedere quando la temperatura di cedimento è di 1700K oppure quando lo spessore è minore di 0.1 mm. La barra cede secondo il modello *blade*, cioè la struttura in una data cella collassa a meno che non si sia un'altra *non supporting structure* o

una supporting structure intatta nella cella inferiore; cioè tutto quello che c'è sopra cade se sotto non c'è niente.

CONTROL ROD GUIDE TUBE

Drawing Number.	047.88.9031.DE.00085-013-B
Location.	surrounding the absorber rod, at fuel bundle centre, see sketches loading plan page 3.
Geometry :	
length.	1133 mm
outer diameter.	12.10 +0/-0.1
inner diameter.	11.30 +0/-0.1
roughness.	Ra < 1.6 µm
weight.	113 g
Material.	Zircaloy-4
Material properties.	see part 4 : Materials
Instrumentations.	see page 35
Reference.	[63]

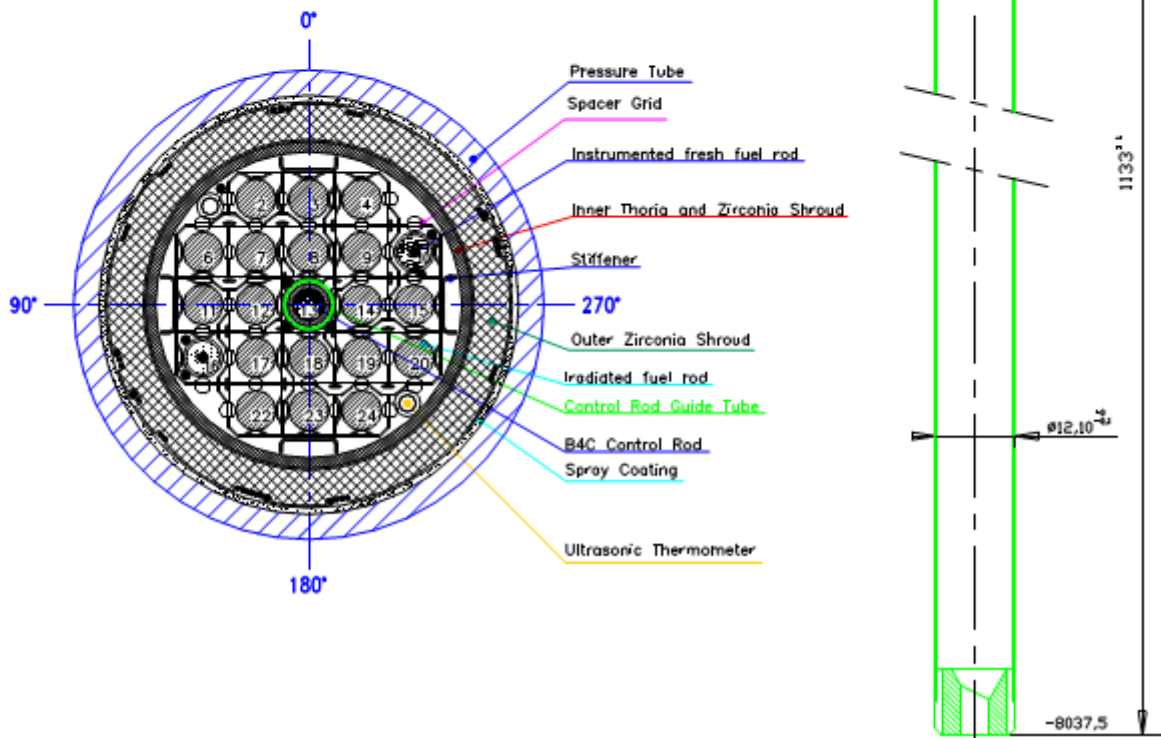


Figura 15: tubo guida della barra di controllo:

Le heat structures associate ai livelli assiali e radiali del nocciolo sono:

- Livelli assiali: shroud in zirconio, torio e inconel corrispondenti ad ogni livello. Tali strutture scambiano calore con un volume fittizio che rappresenta il reattore e mantenuto ad una temperatura di 438.15 K. Su queste strutture è permesso il depositarsi dei prodotti di fissione.

- Livelli radiali: tali strutture rappresentano la parte superiore dell'elemento combustibile oltre la lunghezza attiva, cioè la "testa" delle barrette. Tali strutture sono mantenute a una temperatura fissata in base alle misurazioni sperimentali, allo scopo di raffreddare il vapore in uscita dal nocciolo che altrimenti resterebbe a valori troppo elevati.

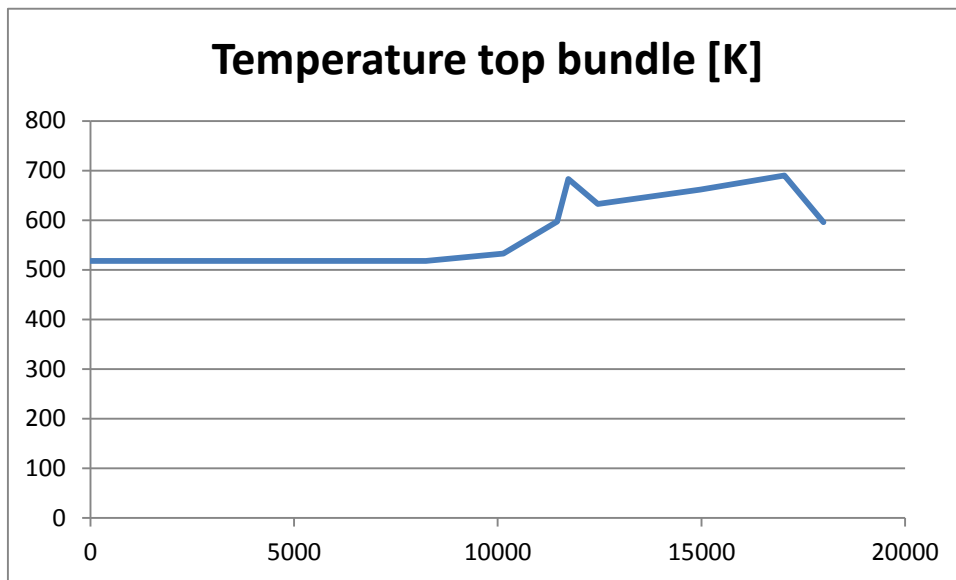


Figura 16: temperatura parte superiore elemento combustibile

La potenza di fissione del nocciolo è stata tabulata con una funzione per l'intero nocciolo (whole core fission power) in base ai dati sperimentali forniti. Il calore di decadimento che MELCOR calcola automaticamente è stato annullato.

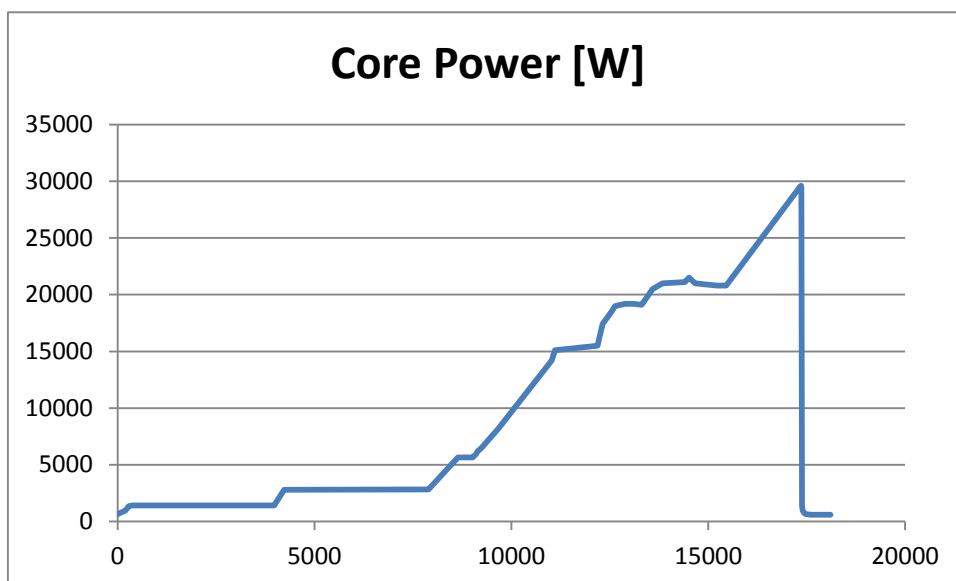


Figura 17: potenza dell'elemento combustibile

La densità di potenza assiale e radiale del nocciolo è stata derivata dai dati descrittivi dell'esperimento. Tale distribuzione viene usata per la ripartizione degli elementi di fissione nel nocciolo.

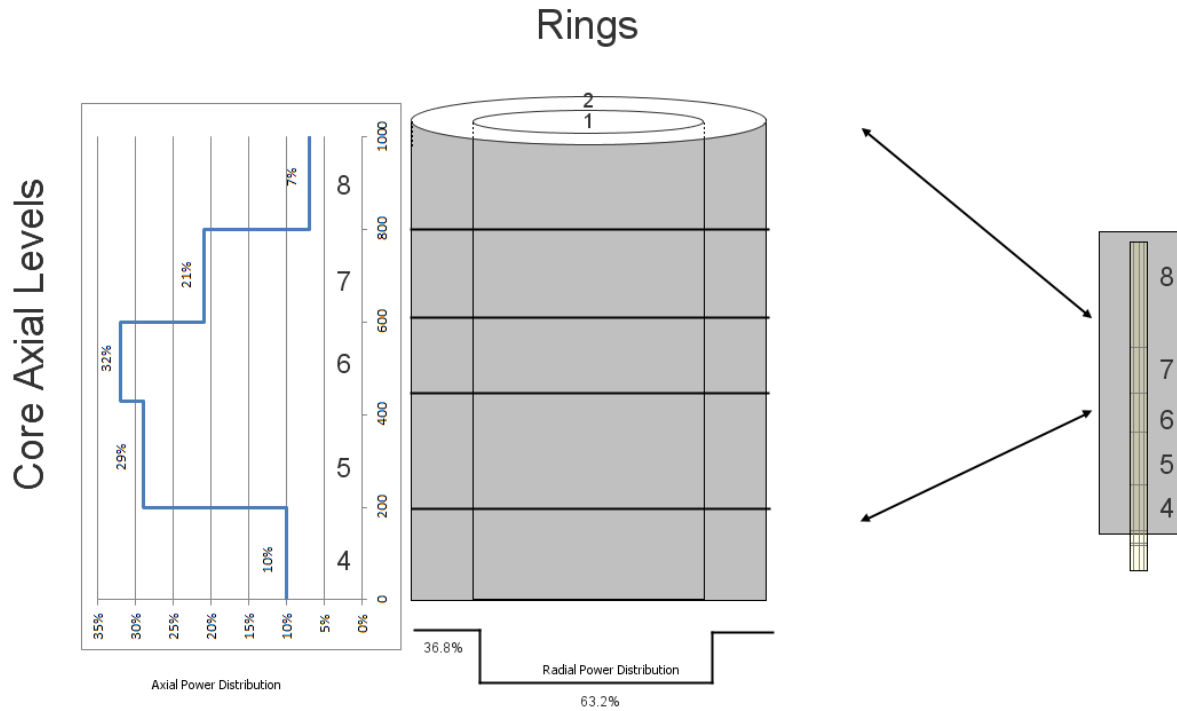
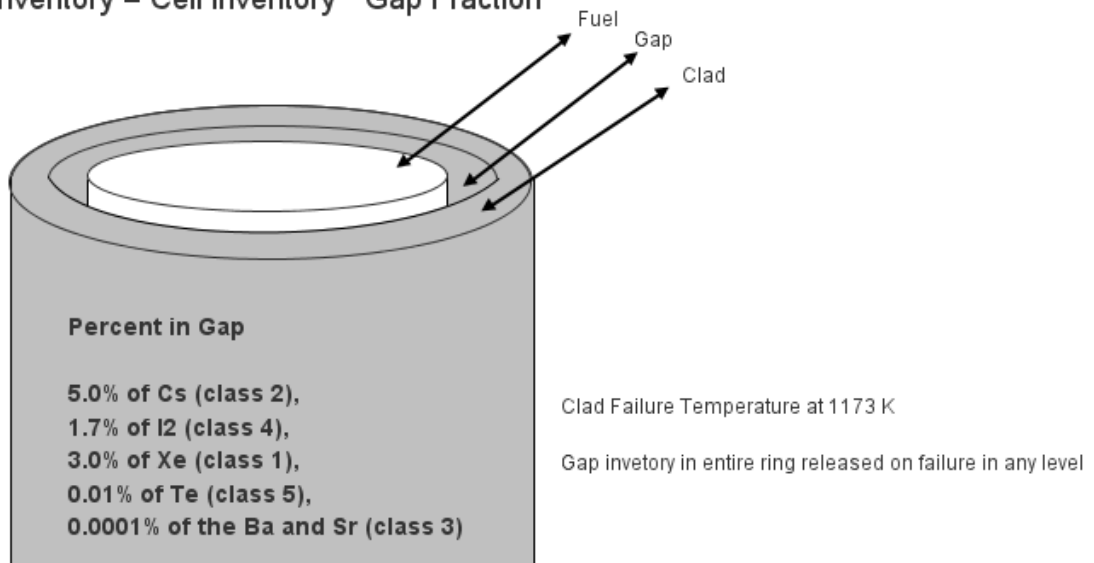


Figura 18: densità di potenza del nocciolo

La percentuale degli elementi di fissione già presenti nel gap del combustibile è mostrata in figura, in accordo con il documento Battelle Memorial Institute BMI-2104.

$$\text{Gap Inventory} = \text{Cell Inventory} * \text{Gap Fraction}$$



I prodotti di fissione inizialmente contenuti nel nocciolo sono stati specificati singolarmente in base ai dati forniti.

Tabella 2-2: Inventario dei prodotti di fissione iniziali [kg]

SE	3.74E-4
GE	3.44E-6
BR	1.43E-4
KR	2.6E-3
RB	2.75E-3
SR	5.44E-3
Y	3.56E-3
ZR	0.0266
MO	0.0216
TC	5.45E-3
RU	0.0115
RH	2.93E-3
AG	1.75E-4
CD	1.68E-4
IN	1.31E-5
PD	3.44E-3
SN	2.59E-4
SB	4.73E-5
TE	2.73E-3
I	1.19E-3
XE	0.0312
CS	0.016
BA	0.0114
LA	8.04E-3
CE	0.0153
PR	7.36E-3
NB	0.0266
SM	5.46E-3
UE	3.95E-4
U	8.98
NP	1.1E-3
PU	0.0371
AM	9.57E-4

La temperatura alla quale il cladding inizia a rilasciare prodotti di fissione è 1173K.

Il modello di rilascio utilizzato è Revised CORSOR-Booth high burn-up fuel.

È stata creata una classe di rilascio denominata CSI nella quale tutto lo Iodio rilasciato si combina stechiometricamente con il Cesio rilasciato.

2.4.1 DEGRADAZIONE

La prima indicazione di cedimento delle guaine in Zircaloy è stata identificata all'inizio del secondo plateau di potenza da un aumento di attività γ nella gamba calda e leggermente più tardi di gas nobili nel contenimento. Se osserviamo la Figura 19 tale osservazione sperimentale è catturata dal calcolo. Inoltre nella Figura 20 si vede proprio che tale rilascio è dovuto al raggiungimento della temperatura del cladding a 1173K che è stata impostata come temperatura di rilascio.

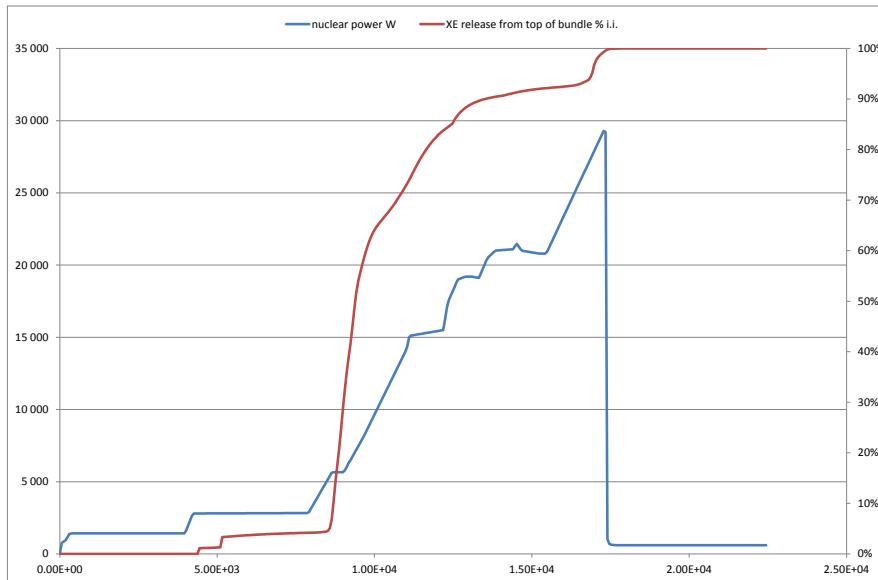


Figura 19: correlazione fra il rilascio di Xe e la potenza del bundle

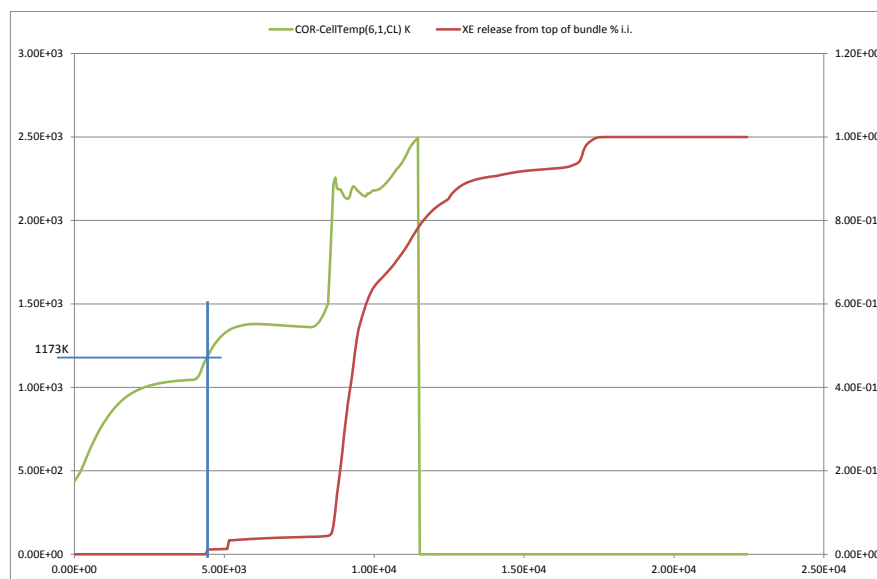


Figura 20: correlazione fra il cedimento del cladding e la temperatura del cladding nel punto più caldo

La produzione di idrogeno per ossidazione di Zircaloy è stata osservata nel terzo plateau di potenza dai sensori di idrogeno posti nel contenimento.

La rottura della barra di B4C è stata notata appena prima della runaway (rampa) di ossidazione da un aumento della produzione di idrogeno, da un rilascio di monossido di carbonio.

Nella Figura 21 si vede che il calcolo MELCOR fa coincidere il rilascio di CO (e quindi l'ossidazione del boro) con l'inizio della runaway, all'inizio del terzo plateau di potenza. Si osserva anche che l'inizio dell'ossidazione del boro coincide con la rottura della barra di controllo stessa ad una temperatura inferiore ai 1700K, per cui deve essere per perdita di spessore. Quando termina l'ossidazione del boro, termina anche il runaway nella produzione di idrogeno. Dovuto a un **bug** di SNAP, la barra di controllo anche se descritta come *blade* è stata calcolata come *rod*, cioè appena la cella 6 cede, le celle sottostanti cedono anch'esse.

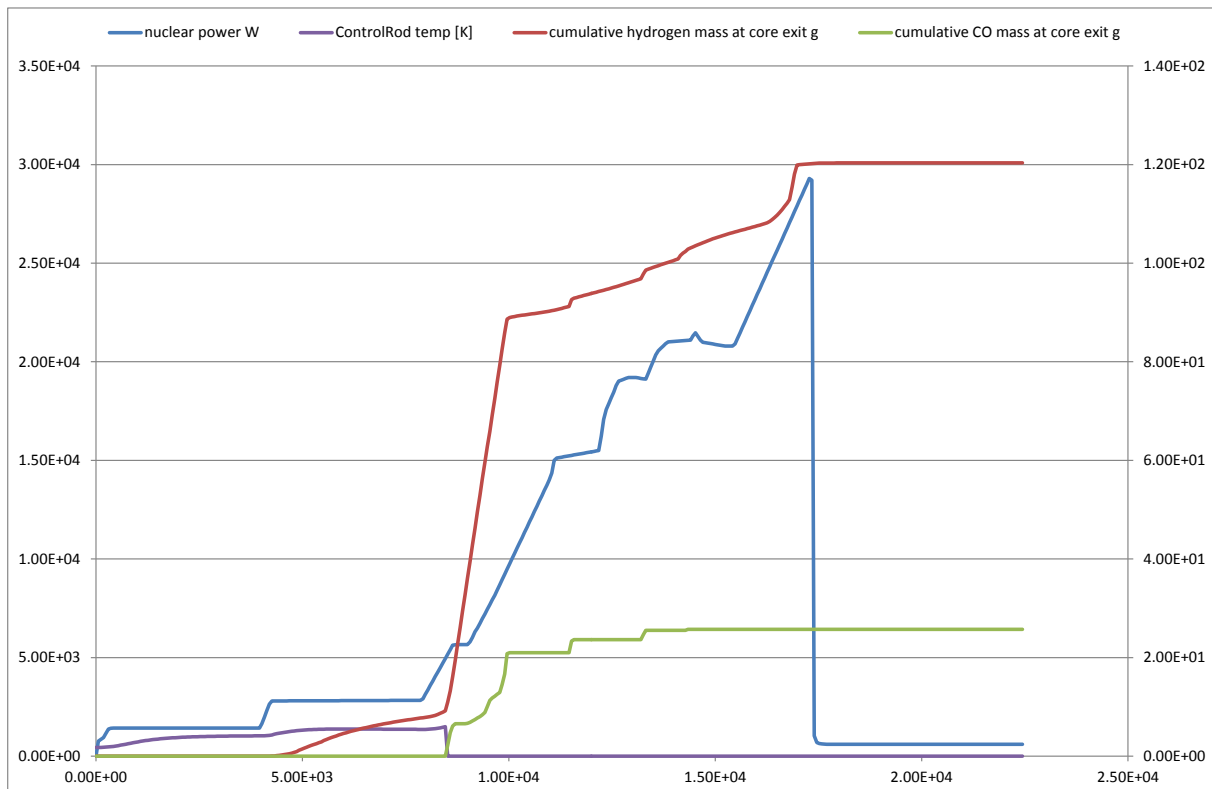


Figura 21: correlazione fra CO, H2 e potenza del bundle

L'ossidazione dello zircaloy e del carburo di boro hanno provocato un periodo di 17 minuti, mentre nel calcolo MELCOR il periodo è stato di 25 minuti, come mostrato nella Figura 22.

Delle 60 moli di idrogeno (120 grammi) rilasciate durante la fase di degradazione, 52-53 sono attribuibili all'ossidazione dello zircaloy, e 7-8 moli sono attribuibili all'ossidazione del B4C. Tali quantità trovano un riscontro nel calcolo come mostrato in Figura 23.

Il carbonio iniettato nel contenimento è circa una mole (12 grammi), ripartite in 0.64 moli nel CO e 0.36 nel CO2, corrispondenti al 77% del carbonio del B4C. Anche nel calcolo risulta che il carbonio prodotto è circa 12 grammi, ma ripartito in 11 grammi (0.92 moli) nel CO e 1 grammo (0.08 moli) nel CO2; cioè nel calcolo MELCOR si produce molta meno CO2 rispetto all'esperimento; il carbonio prodotto sotto forma di gas CO e CO2 corrisponde al 71% del totale presente nel B4C come dato di input nel calcolo.

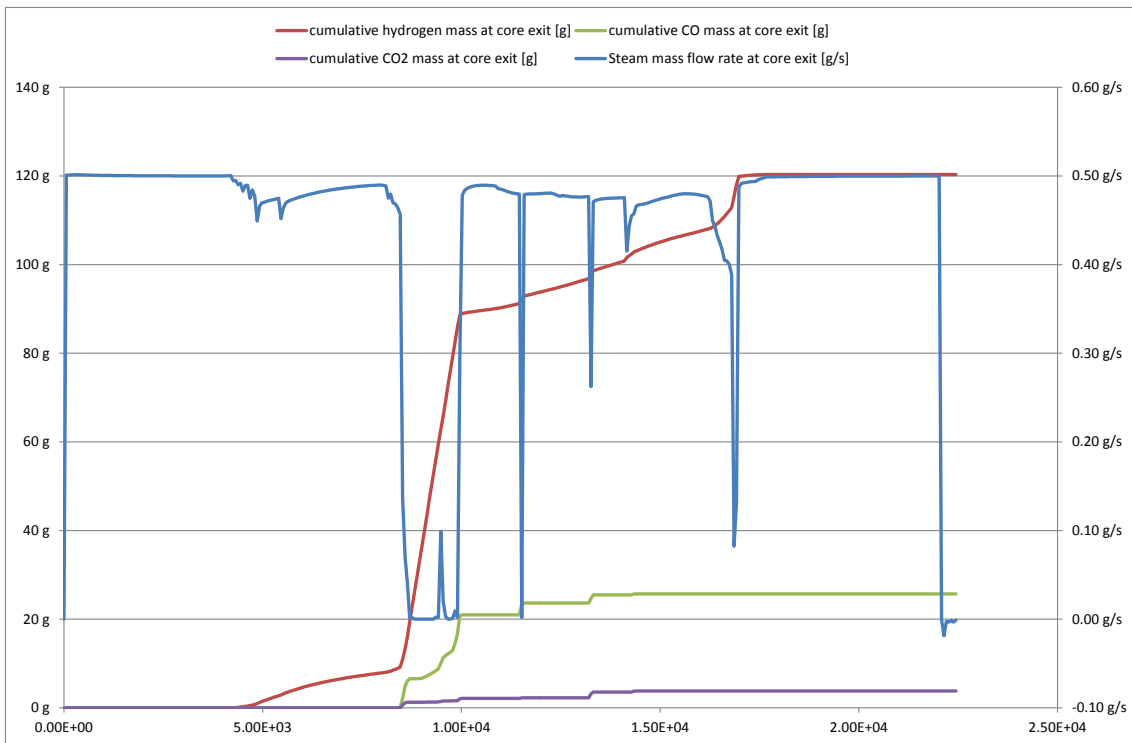


Figura 22: correlazione fra l'ossidazione del boro e dello zircaloy con il flusso di vapore

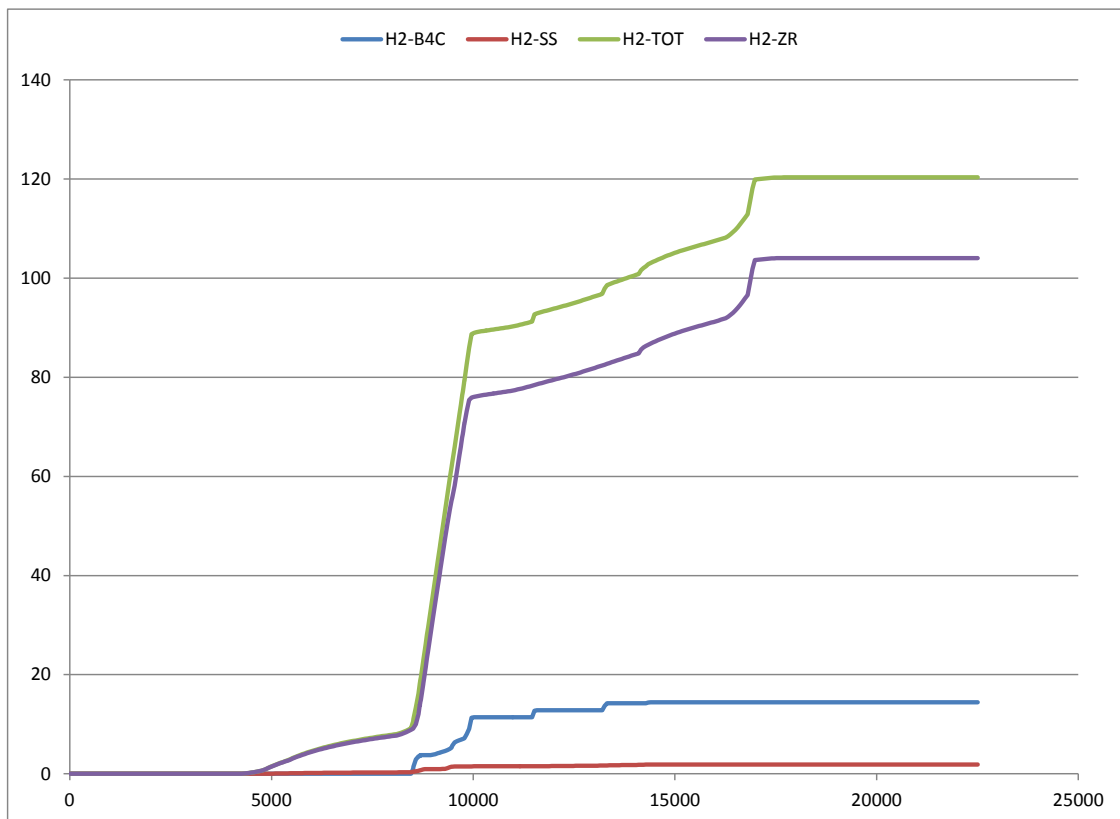


Figura 23: idrogeno prodotto da B4C, Zr e Stainless Steel

Le temperature di rilocazione e liquefazione delle barre di combustibile sono relativamente basse (2200-2300°C) come osservato nei precedenti esperimenti FPT0, FPT1 e FPT2. Nel

calcolo MELCOR si assume che la temperatura fino alla quale le barre di combustibile ossidate possono reggersi è di 2500 K, valore appropriato per combustibile irraggiato.

La presenza di una piccola cavità sopra la griglia spaziatrice inferiore potrebbe indicare la formazione di una piccola pozza di materiale fuso durante la fase di degradazione, della quale però non vi è traccia alla fine dell'esperimento, al contrario di FPT1 e FPT2. Anche nel calcolo MELCOR si nota la presenza di una pozza di corium che scompare appena il reattore viene spento e il materiale si raffredda.

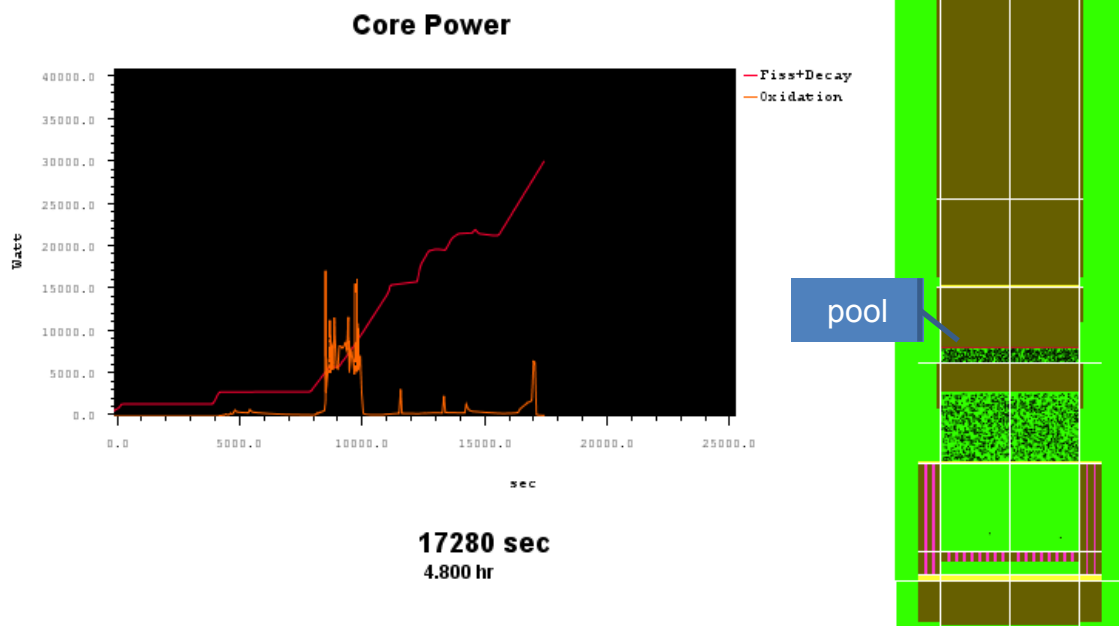


Figura 24: Molten Pool formation at the end of the degradation phase

Confrontando FPT3 con gli esperimenti analoghi precedenti in cui si è utilizzato una barra di controllo di Ag/In/Cd anziché B4C, si evince che il B4C influenza la rilocalizzazione del materiale fuso verso la parte inferiore del bundle.

2.4.2 CIRCUITO

Il nocciolo degradato ha rilasciato una notevole quantità di prodotti di fissione e materiali strutturali, della barra di controllo e delle barrette di combustibile.

Nella Figura 25 si mostra il rilascio calcolato con MELCOR dei prodotti di fissione più volatili quali i gas nobili (XE), i metalli alcalini (CS), elementi del gruppo dell'ossigeno (TE), elementi più volatili (CD) ed elementi meno volatili (AG). Si nota che gli elementi appartenenti al gruppo TE hanno un rilascio superiore al 100% dell'inventario iniziale; le cause di tale discrepanza sono un mistero ancora ignoto e profondo, a meno che non siano dovute al fatto che MELCOR tiene conto anche dell'ossigeno mentre nel calcolo della frazione rilasciata non si è incluso l'ossigeno nell'inventario iniziale, mah.

Nella Figura 27 si mostra il rilascio calcolato con MELCOR dei prodotti di fissione meno volatili in scala logaritmica. Si noti che gli elementi tetravalenti (CE) e quelli trivalenti (LA) hanno lo stesso modello di rilascio, pertanto hanno le stesse frazioni di rilascio. Gli alogeni indicati come (I2) sono stati privati dello iodio molecolare in quanto, a causa della chimica semplificata di MELCOR, è stato considerato come emesso tutto nella forma CsI.

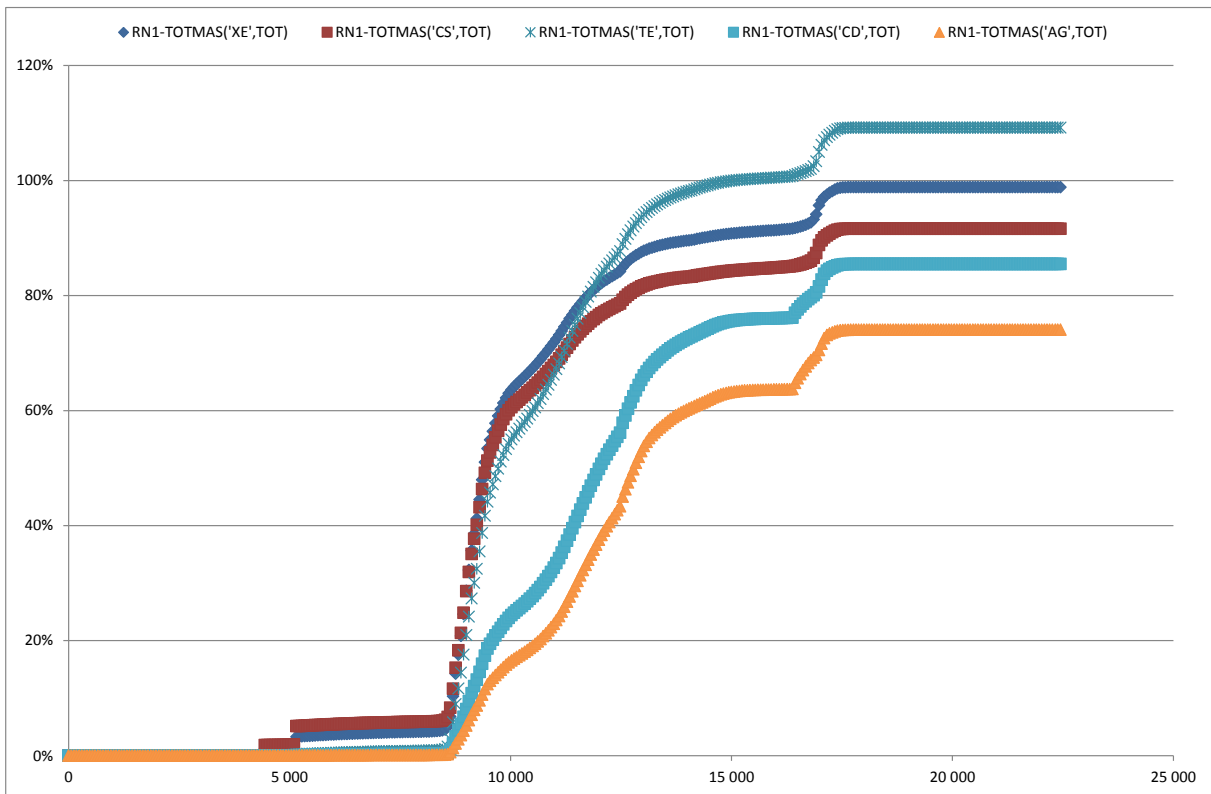


Figura 25: Fraction release of the bundle initial inventory (I)

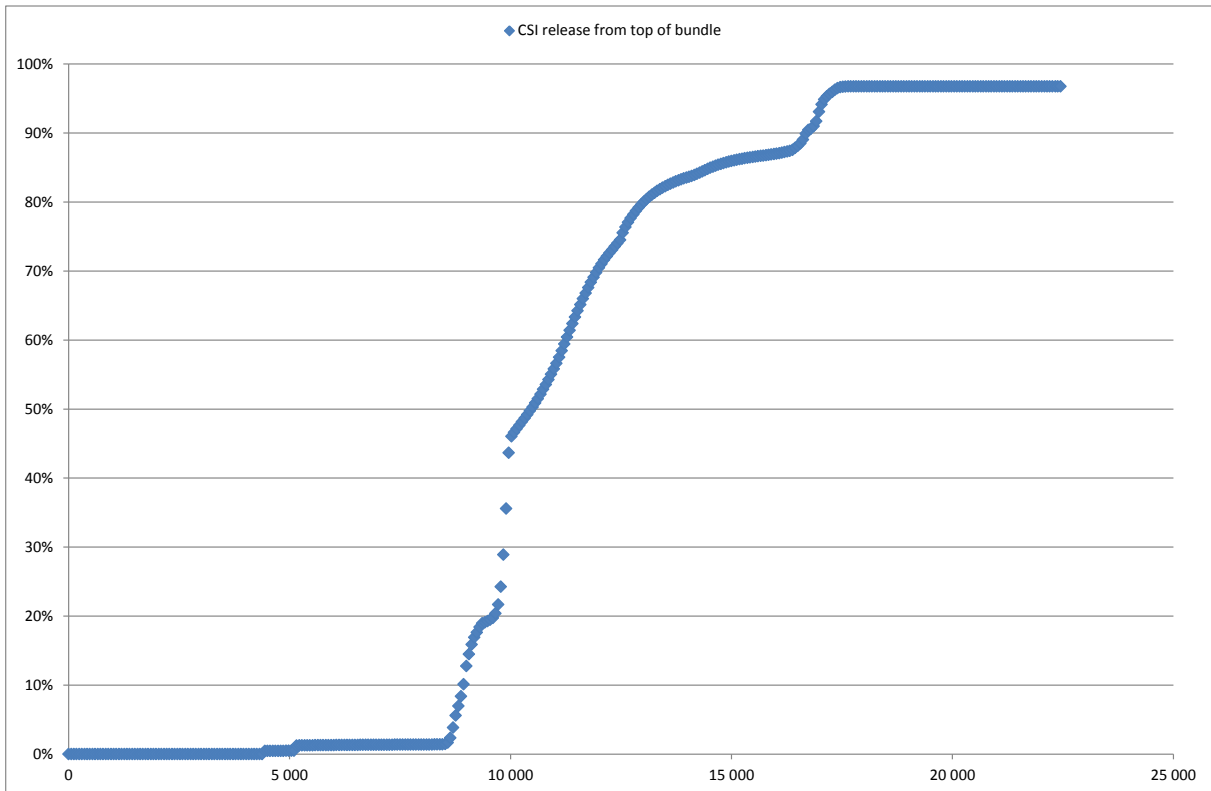


Figura 26: Rilascio di Iodio sotto forma di CsI

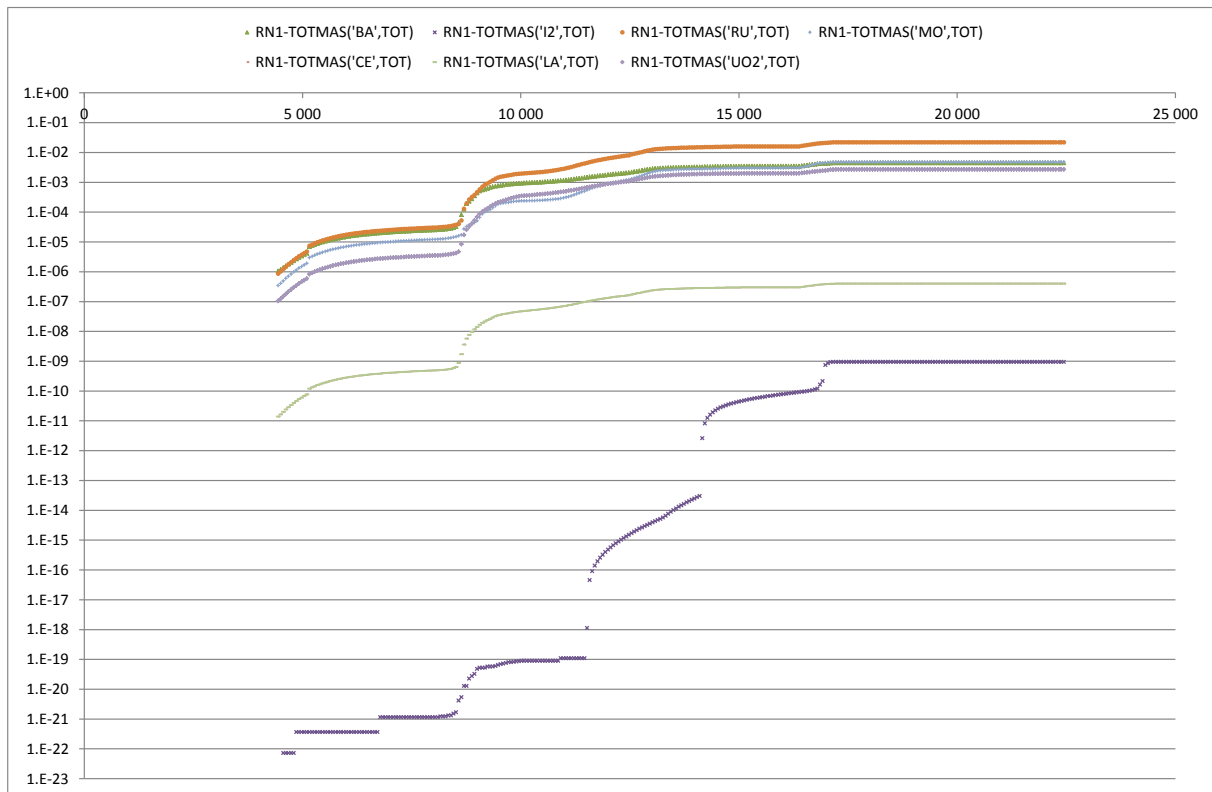


Figura 27: Fraction release of the bundle initial inventory (II)

Analizzando le deposizioni sulla gamba calda si è scoperto che lo iodio era presente principalmente in forma di gas/vapore:

- *Gas*: speci di iodio presenti nel gas a 150°C -quindi che condensano a temperature inferiori a 150°C come I2 e HI- 33% i.i.
- *Vapore*: speci di iodio presenti nel vapore che condensano a temperature comprese tra 150°C e 700°C: 31% i.i.
- *Aerosol*: speci condensate: 10% i.i.

Nell'esperimento FPT2 (stesso flusso povero di vapore, ma barra di Ag-I-Cd) invece lo iodio era principalmente in forma di vapore. Sempre in contrasto con la prova FPT2, qui il Cs è stato osservato principalmente in forma di aerosol.

Nella gamba fredda tutti gli elementi sono stati osservati in forma di aerosol, con l'eccezione dello iodio che ha transitato al 95% in forma gassosa.

Tabella 2-3: Confronto rilasci

	Measured release (% i.i.)	Calculated release (% i.i.)
Ag	70%	74%
Ba	6%	0.5%
Ce	10%	0%
Cs	65%	92%
I	79%	
Ru	1%	2%
Te	80%	109%
Mo	23%	0%
Zr	-3%	
Eu	-37%	0%
B	77%	

Il test FPT3 è stato caratterizzato da una significativa deposizione nella parte superiore dell'elemento di combustibile che si è degradata moderatamente, specialmente per quanto riguarda il Molibdeno Mo (30% i.i.) e l'argento Ag (almeno 27% i.i.) con minori quantità di Cesio Cs (almeno 9% i.i.)

Con MELCOR non è semplice modellare questa deposizione nella parte superiore del bundle: il nocciolo si è surriscaldato oltre i limiti imposti di integrità convertendosi quindi in debris quasi interamente, mentre nella realtà ciò non si è verificato. Le stutture alle quali si è permesso ai rilasci di depositarsi subito dopo il nocciolo non sono state modellate adeguatamente e infatti non si verificano significative deposizioni.


Nel test si sono osservate deposizioni significative sulle superfici delle parti calde del circuito: upper plenum, vertical line e hot leg. Tra i materiali che si sono depositati molto su dette superfici citiamo:

- Il tellurio Te: 18% i.i. upper plenum, 24% i.i. vertical line, $\geq 7\%$ i.i. hot leg
- Il cesio Cs: 4.8% i.i., 1.8% i.i., $\geq 5.7\%$ i.i.
- Il molibdeno Mb: 2.5% i.i., 0.5% i.i., 1.2% i.i.
- L'argento Ag: $\geq 7\%$ i.i. hot leg

Anche nel generatore di vapore sono state osservate deposizioni significative, specialmente cesio (24% i.i.), iodio ($\geq 9.4\%$ i.i.), rubidio (estimated 27% i.i.) e molibdeno (5.1% i.i.). In modo particolare le maggiori deposizioni si sono verificate nella gamba calda del GV.

Nel calcolo MELCOR invece si sono verificate le seguenti deposizioni:

- Metalli alcalini, gruppo CS: poche deposizioni nella parte calda del circuito, significative nella gamba calda del GV, vedi Figura 28

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	NNFISS-LP2-088	0	L	33	72

- Terre alcaline, gruppo BA: significative deposizioni nella parte calda del circuito, significative nella gamba calda del GV, vedi Figura 29
- Gruppo dell'ossigeno, rappresentato dal tellurio Te: significative deposizioni nella parte calda del circuito ma solo all'inizio della degradazione, sempre significative nella gamba calda del GV vedi Figura 30
- Platinoidi, gruppo RU: poche deposizioni nella parte calda del circuito, significative nella gamba calda del GV, vedi Figura 31
- Elementi di transizione, gruppo MO: poche deposizioni nella parte calda del circuito, significative nella gamba calda del GV, vedi Figura 32
- Tetraivalenti e trivalenti, gruppo CE e gruppo LA rispettivamente: poche deposizioni nella parte calda del circuito e nella gamba calda del GV, vedi Figura 33
- Ossido di uranio, UO₂: poche deposizioni nella parte calda del circuito, significative nella gamba calda del GV, vedi Figura 34
- Elementi volatili principali, gruppo CD: significative deposizioni nella parte calda del circuito, ancora più significative nella gamba calda del GV, vedi Figura 35
- Elementi volatili secondari, gruppo AG: poche deposizioni nella parte calda del circuito, significative nella gamba calda del GV, vedi Figura 36
- Ioduro di Cesio, gruppo CSI: nulle le deposizioni nella parte calda del circuito, significative nella gamba calda del GV, vedi Figura 37

I modelli di deposizione del codice MELCOR sono quindi in disaccordo con i risultati sperimentali, forse per una nodalizzazione non appropriata o forse per altri motivi non dipendenti dall'utente.

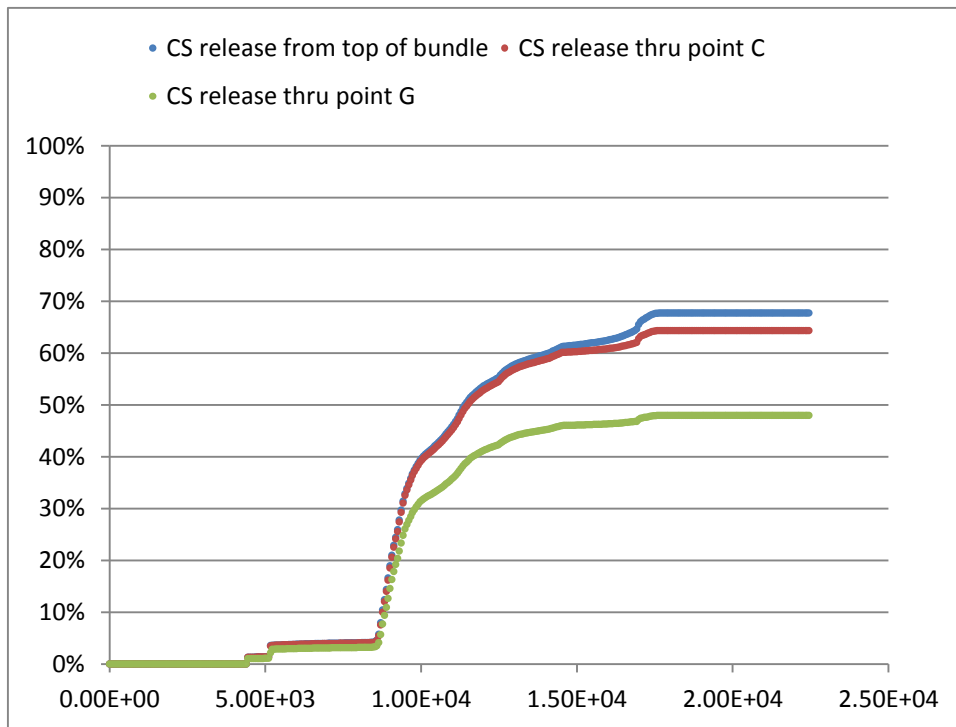


Figura 28: transito del CS nel circuito

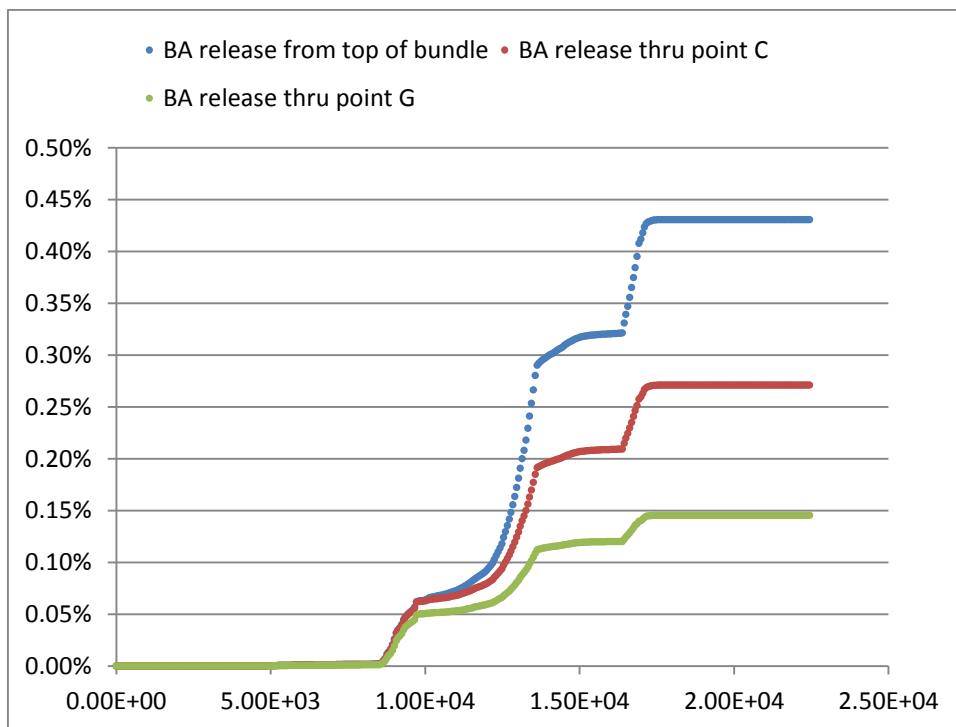


Figura 29: transito del BA nel circuito

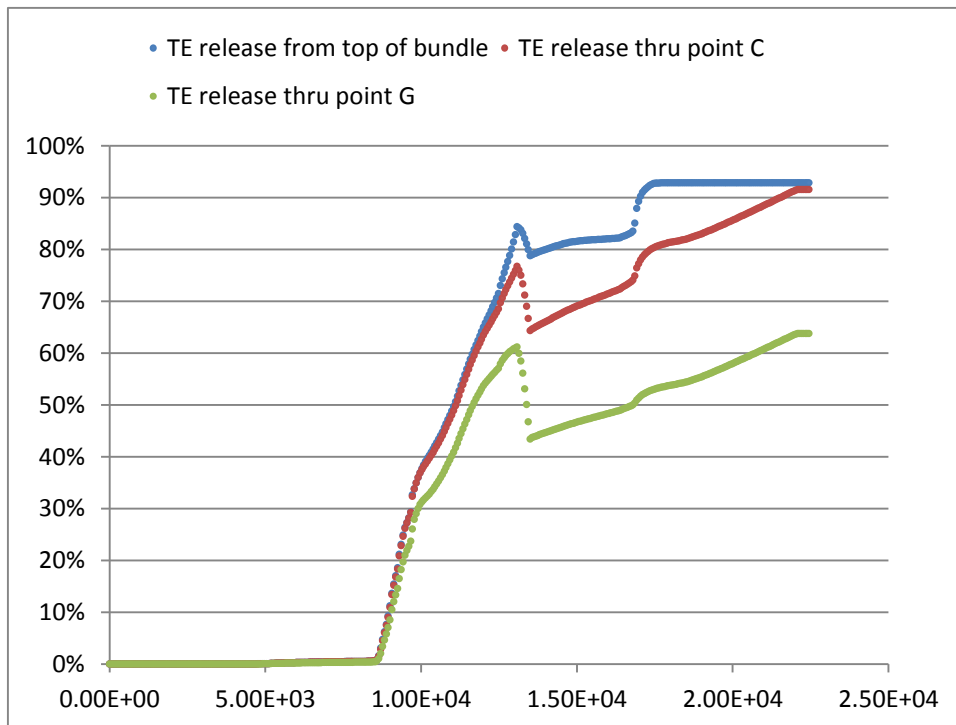


Figura 30: transito del TE nel circuito

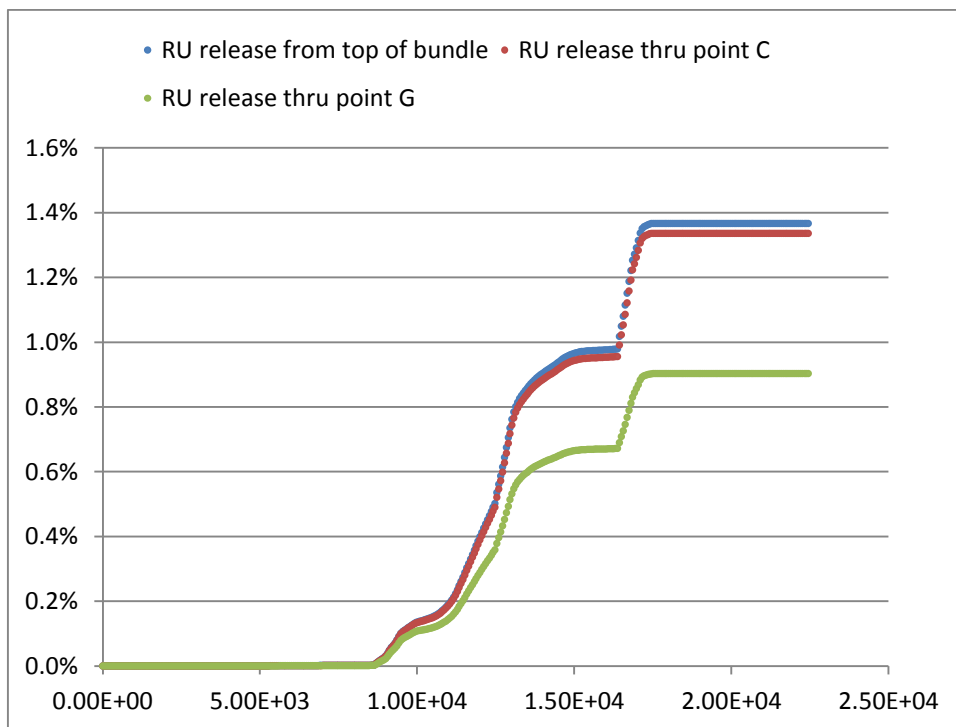


Figura 31: transito del RU nel circuito

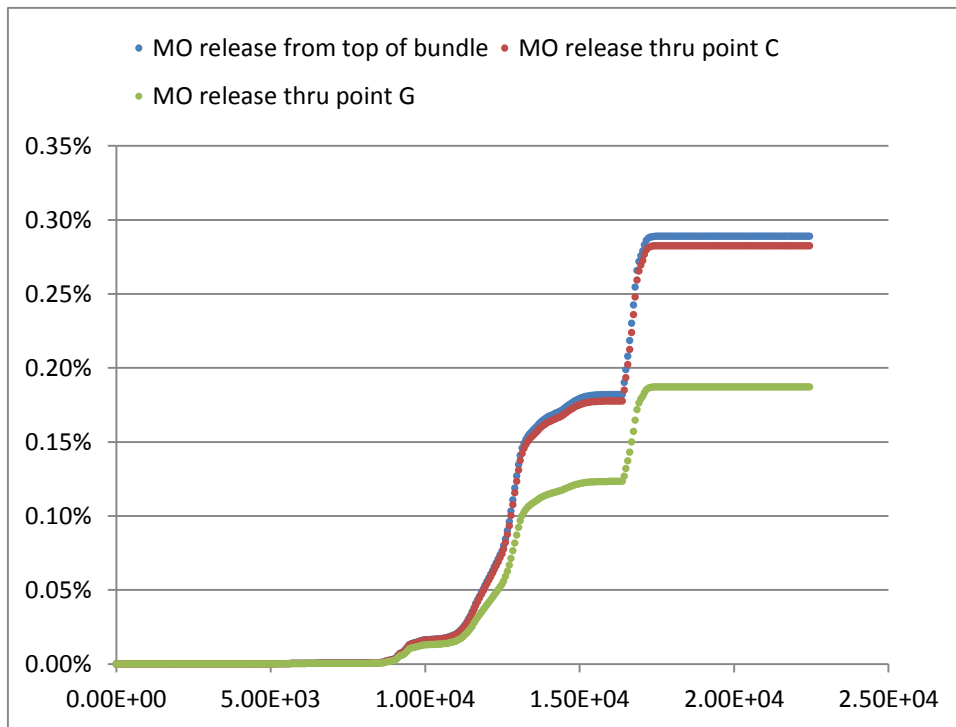


Figura 32: transito del MO nel circuito

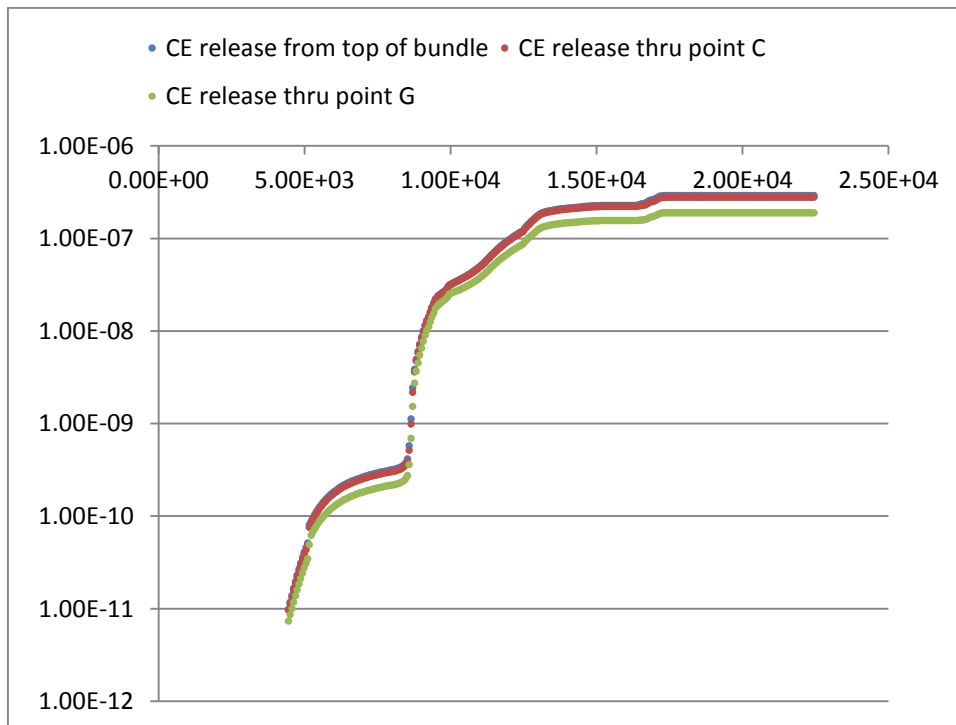


Figura 33: transito del CE e del LA nel circuito

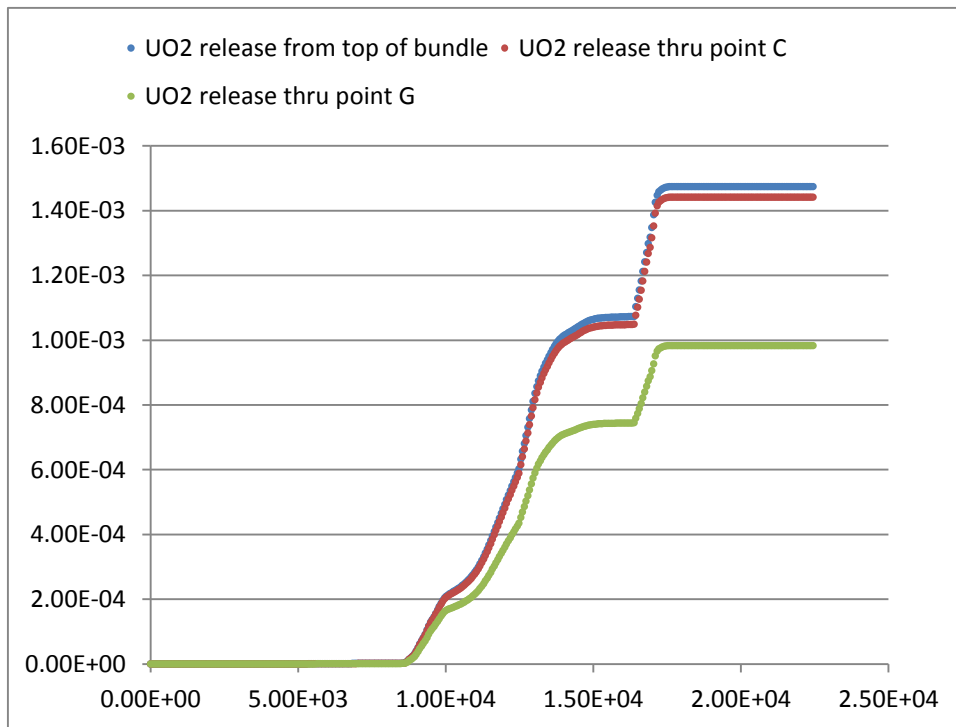


Figura 34: transito del UO2 nel circuito

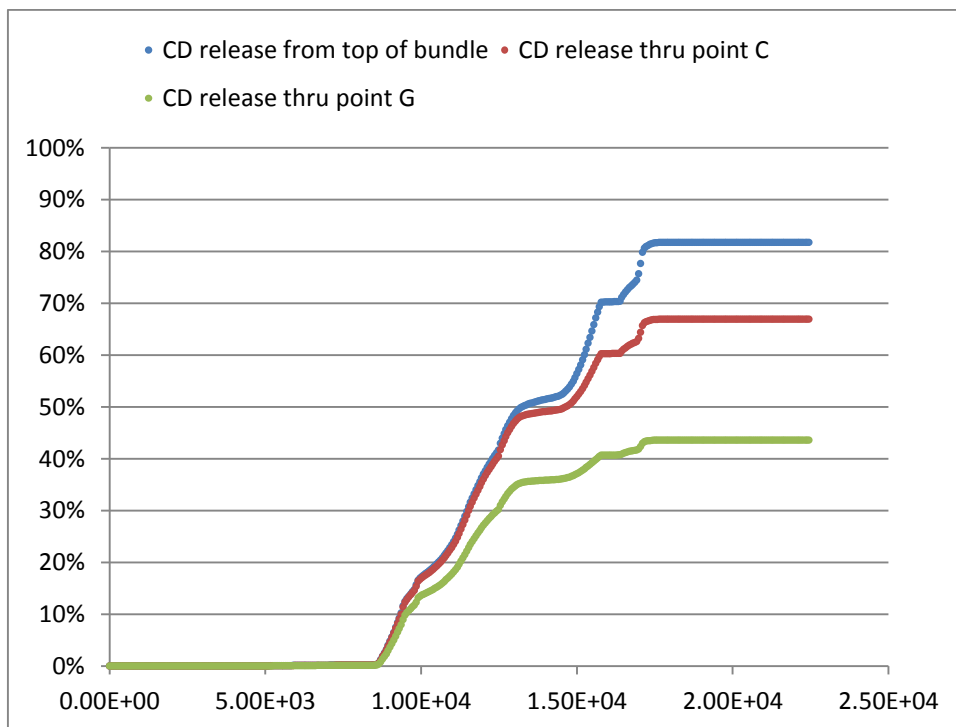


Figura 35: transito del CD nel circuito

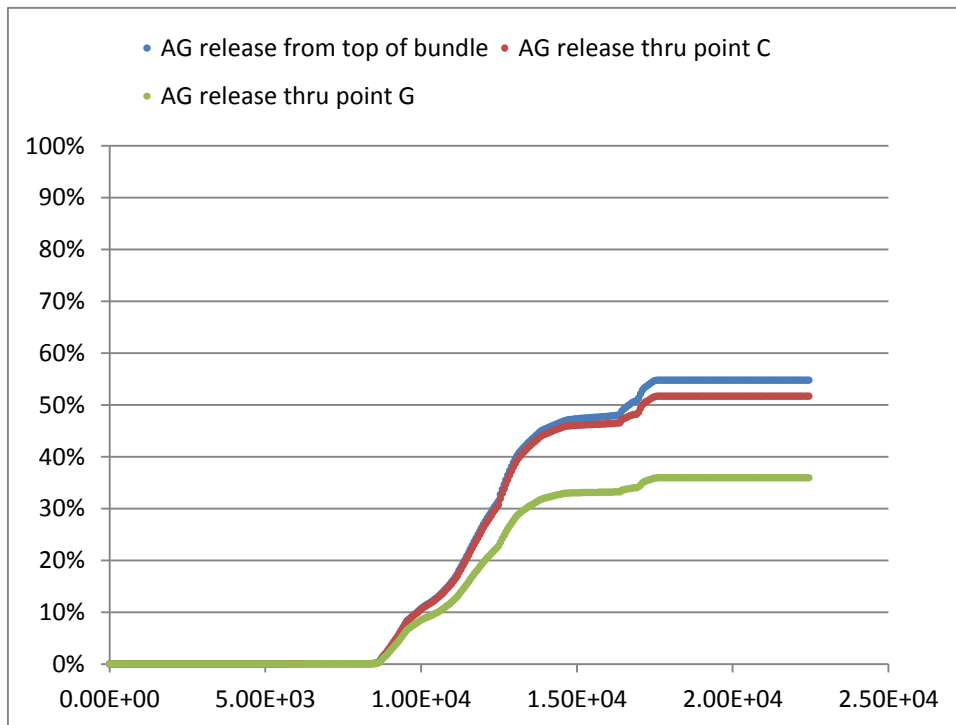


Figura 36: transito del AG nel circuito

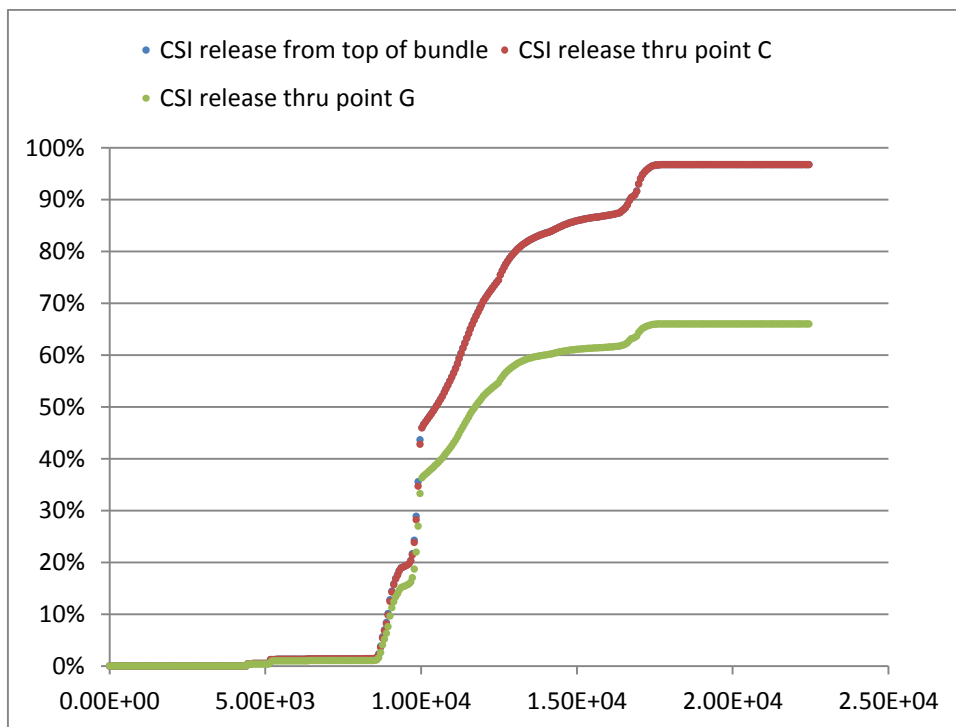


Figura 37: transito del Csl nel circuito

Il boro manifesta un comportamento specifico: mentre la produzione di CO e CO₂ indica che il 77% i.i. del carbonio presente nel B4C della barra di controllo viene ossidato, solo il 15% i.i. del boro transita dalla gamba calda e solo il 2.3% entra nel contenimento. Ciò si deve molto probabilmente alla formazione di intasamenti all'inizio della parte del circuito

mantenuta a 150°C (entrata al GV) che ha influenzato anche il passaggio di altri prodotti di fissione.

2.4.3 CONCLUSIONI

Nonostante la modellazione dell'esperimento FPT3 sia stata effettuata in modo semplificato, i risultati ottenuti sono soddisfacenti.

La produzione di idrogeno rispetta la quantità misurata ma non la tempistica, come si può vedere in Figura 38. Inoltre l'idrogeno misurato viene prodotto "tutto in una volta" mentre nel calcolo MELCOR viene prodotto in più fasi con una rampa.

L'ossidazione dello Zr in MELCOR è stata modellata con la opzione *breakaway, all zircaloy* senza toccare i coefficienti di sensibilità fissati per default.

L'ossidazione del B₄C è stata modellata con la chimica del boro semplificata; il cedimento con il modello ROD (la ossidazione inizia alla temperatura fissata di 1500K; quando la guaina cede il B₄C farà il candling).

Il coefficiente di sensibilità SC1005, che determina la massima frazione di B₄C che può essere consumata dal modello di reazione è stato settato a 1.0 anziché 0.02 di default: cioè si consente di ossidare il 100% del carburo di boro anziché solo il 2%. Non si capisce come mai per default questo coefficiente sia così basso.

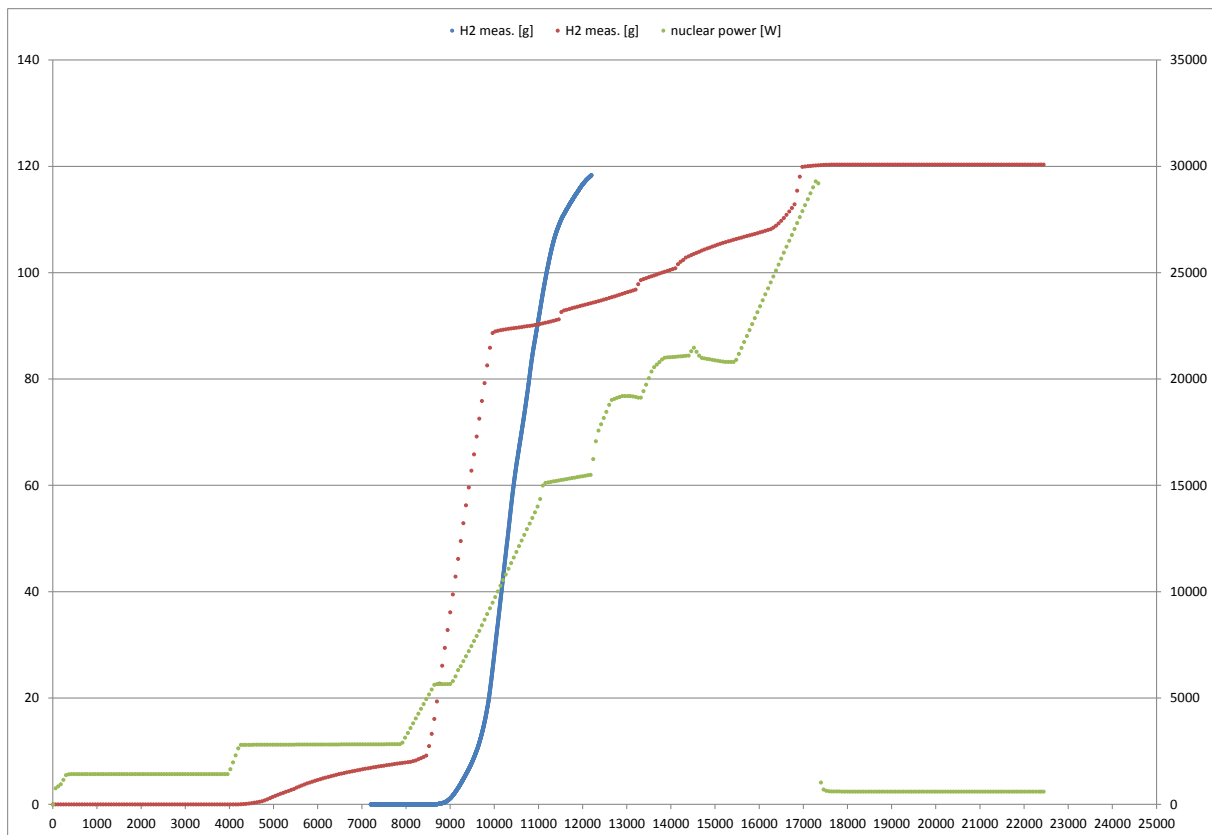




Figura 38: produzione cumulata di idrogeno misurata e calcolata

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione NNFISS-LP2-088	Rev. 0	Distrib. L	Pag. 40	di 72
--	---	------------------	----------------------	-------------------	-----------------

Non si è usato il modello igroscopico.

Non si è usato il modello di interazione fra materiali per dare origine ad eutettici.

I risultati ottenuti variano usando versioni di MELCOR diverse, usando i coefficienti di sensibilità di default per 1.86 e 2.1, usando ROD o BLADE come modello della barra di controllo, eccetera.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	NNFISS-LP2-088	0	L	41	72

2.5 MODELLAZIONE CON IL CODICE ASTEC

ASTEC (Accident Source Term Evaluation Code) è un codice di calcolo integrale per incidenti severi in reattori nucleari ad acqua pressurizzata (PWR) in grado di simulare un'intera sequenza incidentale partendo dall'evento iniziatore fino al rilascio di radionuclidi e il trasporto all'interno del contenimento. Il codice è stato sviluppato dal Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN) francese e dal Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit GmbH (GRS) tedesco. Le sue principali applicazioni sono:

- studio per la determinazione del termine sorgente
- studi di Probabilistic Safety Analysis di livello 2 (PSA-2)
- studi riguardanti la gestione incidentale

ASTEC è in grado di tener conto dei vari sistemi di sicurezza presenti in un reattore del tipo PWR, di eseguire facilmente analisi di sensitività, è dotato di strumenti per il pre-processing, visualizzazione on line e il post-processing. Tutti i modelli implementati per la descrizione dei principali fenomeni fisico-chimici hanno ottenuto una sufficiente validazione grazie alle ampie campagne sperimentali effettuate negli ultimi 10 anni. ASTEC è composto da un insieme di moduli che possono essere utilizzati sia in stand-alone o accoppiati ognuno dedicato alla trattazione di specifici fenomeni fisici. I moduli comunicano tra loro attraverso una memoria dinamica. Uno speciale programma 'SIGAL' è stato sviluppato in fortran 95 per la gestione di questi database. L'elevata modularità del codice ne facilita la validazione attraverso esperimenti che trattino il singolo effetto e non quello integrale.


2.5.1 STRUTTURA DEL CODICE

I moduli che costituiscono ASTEC e le funzioni che svolgono sono elencati a continuazione.

- **CESAR:** Il modulo CESAR simula la termoidraulica all'interno del circuito primario, circuito secondario e all'interno del vessel (con un modello semplificato del core) fino all'inizio della fase di degradazione del nocciolo, approssimativamente fino all'inizio dello scoprimto del nocciolo ed in ogni caso prima che avvenga l'ossidazione dello zircaloy con il vapore. Dopo la degradazione del nocciolo CESAR calcola solo la termoidraulica nel circuito primario e secondario e nella parte superiore del vessel.
- **ICARE:** Il modulo ICARE simula i processi chimico-fisici e la termoidraulica all'interno del vessel, durante la degradazione del nocciolo, a questa fase sono associati una complessità di fenomeni con una permanente comparsa e scomparsa di un elevato numero di componenti in ogni volume di controllo causa fusioni, cedimenti, rilocalizzazioni. Il nocciolo è discretizzato in anelli cilindrici e mesh assiali, solo una componente rappresentante delle barre di combustibile e di controllo può essere considerata in ogni anello, ognuna delle quali è ponderata per il suo numero reale. Il modulo simula dalla fase iniziale della degradazione del nocciolo, riscaldamento del fuel, ballooning e burst, ossidazione del cladding, candling assiale, rilocalizzazione del materiale fuso etc). fino alla fase finale (accumulo del core fuso all'interno dei canali ed il bloccaggio di quest'ultimi, collasso del combustibile e suo comportamento nella parte bassa del vessel (lower head) terminando solo al cedimento del vessel.
- **ELSA:** Il modulo simula il rilascio dei prodotti di fissione e dei materiali strutturali dal nocciolo degradato all'interno del vessel, permette di descrivere il rilascio dalle barrette di combustibile e dalle barre di controllo e in seguito il rilascio dai detriti

accumulatisi e dal core fuso. Tre differenti classi di prodotti di fissione sono considerate:

- Volatili (come I e Cs)
- Il rilascio è descritto attraverso diffusione intra-granulare attraverso i grani di UO₂ tenendo in considerazione l'ossidazione del combustibile e la sua distribuzione granulometrica.
- Te, Se e Sb possono essere parzialmente intrappolati nel cladding, in funzione della temperatura e dello stato di ossidazione della guaina.
- Alla temperatura di fusione del fuel tutti gli elementi volatili intrappolati nel fuel fuso sono supposti immediatamente rilasciati.
- Semi-Volatili (come Ba e Mo)
- Il rilascio è descritto attraverso evaporazione e processi di trasferimento di massa.
- Non volatili (come U e Pu)
- Il rilascio è descritto attraverso la volatilizzazione del combustibile come vaporizzazione di UO₃.
- SOPHAEROS: Questo modulo simula il trasporto di prodotti di fissione (FP) nella forma di aerosol o vapore nel circuito primario, tiene conto dei meccanismi di deposizione dei differenti FP e delle dimensioni medie degli aerosol che si depositano. Inoltre tiene in considerazione la cinetica delle reazioni chimiche che avvengono all'interno del circuito ed è possibile monitorare il comportamento delle diverse sostanze chimiche formatesi.
- RUPUCUV: Il modulo simula il DCH (Direct Containment Heating), cioè la caduta del core fuso nella cavità inferiore del contenimento dopo il cedimento del lower head, e la sua potenziale ossidazione. Due tipi di cavità sono considerate, la cavità chiusa tipica dei PWR americani e cavità aperta tipica dei reattori di concezione est europea.
- CORIUM : Questo modulo simula il trasporto di materia e di calore del core fuso all'interno del contenimento
- MEDICIS: Il modulo simula l'MCCS (Molten-Core-Concrete Interaction) usando una descrizione a parametri concentrati 0-D.
- CPA: Simula la termoidraulica e il comportamento degli aerosol nel contenimento ed è a sua volta suddiviso in due sotto moduli il THY per la termoidraulica e AFP per aerosol e prodotti di fissione. CPA discretizza il contenimento con un approccio a parametri concentrati, è possibile descrivere contenimenti semplici o multi compartimento con una o più aperture di differenti dimensioni verso l'ambiente.
- IODE: Il modulo considera il comportamento dello iodio all'interno del contenimento, focalizzandosi sui 25 composti contenenti iodio, che si formano nella piscina, in fase gas e per l'interazione con le pareti del contenimento. Più precisamente IODE descrive le trasformazioni dello iodio all'interno del contenimento.
- ISODOP: Il modulo simula il decadimento dei prodotti di fissione e degli attinidi in diverse zone del reattore.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	NNFISS-LP2-088	0	L	43	72

- **SYSINT:** Questo modulo permette di simulare facilmente i sistemi di sicurezza che intervengono durante un incidente severo. I sistemi di sicurezza già integrati sono l'iniezione a bassa ed alta pressione.(ECCS emergency core cooling system)
- **MDB:** Questo modulo contiene le librerie dei materiali, e fornisce la possibilità di inserire nuovi materiali e anche miscele conoscendone le proprietà.

2.5.2 NODALIZZAZIONE FPT3 CON I CODICI ASTEC V2.0R2 **Errore. L'origine riferimento non è stata trovata.** E MELCOR 1.8.5

Allo scopo di esaminare le capacità dei codici ASTEC V2.0r2 **Errore. L'origine riferimento non è stata trovata.**e MELCOR 1.8.5 di predire il comportamento termodinamico ed i fenomeni di rilascio, trasporto e deposizione dei prodotti di fissione nella prova FPT3, è stata messa a punto una nodalizzazione dell'apparecchiatura PHEBUS sulla base dell'esperienza precedentemente accumulata con l'analisi della prova PHEBUS FPT1.

Lo schema illustrato nella Figura 39 si riferisce alla nodalizzazione utilizzata per entrambi i codici; infatti, a parte qualche lieve differenza, core, circuito primario e contenimento dell'apparecchiatura PHEBUS sono simulati in modo simile nei due casi. Entrambe le nodalizzazioni sono state sviluppate sulla base delle specifiche relative al Benchmark FPT3 nell'ambito del programma di ricerca SARNET 2.

La zona del nocciolo è stata suddivisa in 11 nodi assiali e 2 nodi radiali per tutta la sua lunghezza attiva; questi nodi si interfacciano a 2 volumi di controllo fluidodinamici per ASTEC e a 4 per MELCOR. Inoltre, in MELCOR viene simulato l'ingresso di vapore in un volume di controllo dedicato, sottostante alla piastra di supporto del bundle. La nodalizzazione del circuito si basa sulle precedenti analisi svolte nell'ambito dell'ISP46, introducendo alcune differenze. Per il codice MELCOR il circuito è stato nodalizzato utilizzando un singolo volume di controllo per la tubazione che simula la gamba calda del primario, mentre la nodalizzazione per il codice ASTEC si basa sulla configurazione richiesta dal Benchmark, per cui la gamba calda è stata suddivisa in due parti. Per quanto riguarda il recipiente che simula il sistema di contenimento, esso è stato diviso in 5 volumi di controllo per entrambi i codici, così da poter osservare eventuali moti di circolazione naturale e separare la piccola sump dal resto del contenimento.

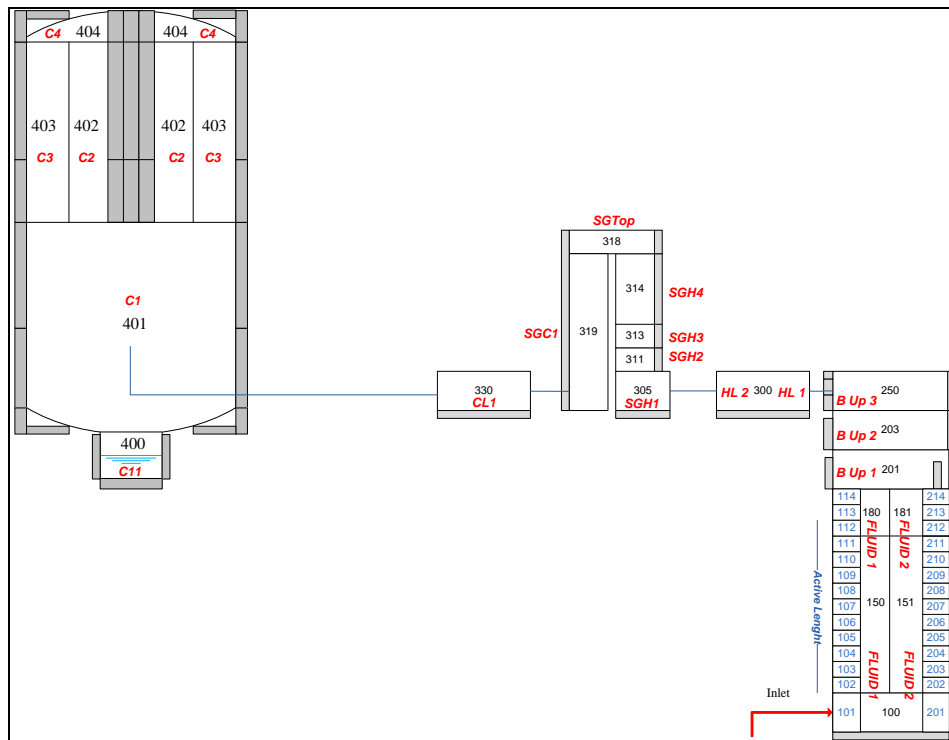


Figura 39: Nodalizzazione FPT3

2.5.3 DESCRIZIONE DELLA PROVA FPT3

L'obiettivo generale della prova sperimentale FPT3 è valutare la capacità dei codici di calcolo di simulare in modo integrato i processi fisici che avvengono durante una sequenza incidentale severa in un reattore ad acqua in pressione, dagli stadi iniziali di degradazione del core fino al comportamento dei prodotti di fissione rilasciati nel sistema di contenimento. Ciò è fondamentale per la valutazione delle incertezze associate con il calcolo del termine di sorgente e la valutazione dello stato finale del core e può dare utili indicazioni nell'identificazione dei modelli che è ancora necessario sviluppare. La prova sperimentale FPT3 è stata condotta nell'apparecchiatura PHEBUS, la quale comprende rappresentazioni in scala del core del reattore, del circuito primario e del contenimento. La sezione del core in questa prova include una barra di controllo al carburo di boro, materiale usato come assorbitore di neutroni in molti impianti pressurizzati occidentali (compreso l'EPR) e nei progetti BWR e VVER. Le tematiche di ricerca coinvolte nella prova FPT3 sono le seguenti:

1. degradazione del combustibile, produzione di idrogeno e carbonio, rilascio dei prodotti di fissione, combustibile e materiali strutturali;
2. trasporto dei prodotti di fissione e degli aerosol nel circuito primario;
3. termoidraulica e comportamento degli aerosol nel contenimento;
4. chimica dello Iodio nel contenimento


Il burn-up del bundle è uno dei parametri più importanti per analizzare la capacità di simulazione dei codici di incidente severo nella valutazione del rilascio dei prodotti di fissione. Esso, infatti, determina la composizione iniziale dei radionuclidi presenti nel combustibile: le barre di combustibile, irraggiate a diversi burn-up (nel caso del FPT3 si ha un valore medio di circa 24.5 GWday/tU) contengono ovviamente differenti quantitativi di prodotti di fissione e attinidi minori, presenti nella struttura cristallina dell'ossido di Uranio. Maggiore è il burn-up, più alta è la massa di ogni elemento e dei relativi isotopi inizialmente presenti. I dati principali del test FPT3 sono riportati in Tabella 2.4.

FPT3 Mass Inventory			
Element	Mass (kg)	Element	Mass (kg)
Cu	1.78E-15	Xe	3.12E-02
As	6.25E-07	Ce	1.53E-02
Rb	2.75E-03	Sm	5.46E-03
Nb	2.86E-06	Dy	2.68E-06
Rh	2.93E-03	Yb	8.31E-14
In	1.31E-05	Ac	1.42E-12
I	1.19E-03	Pa	7.78E-09
La	8.04E-03	Am	9.57E-04
Pm	3.03E-05	Pb	5.43E-11
Tb	5.57E-06	Rn	8.28E-17
Tm	5.17E-09	Cf	1.01E-18
Ra	1.15E-11	Ge	3.44E-06
Th	1.44E-07	Kr	2.60E-03
Pu	3.71E-02	Zr	2.66E-02
Hg	3.48E-28	Ru	1.15E-02
At	2.19E-25	Cd	1.68E-04
Bk	4.72E-19	Te	2.73E-03
Ga	1.04E-08	Ba	1.14E-02
Br	1.43E-04	Nd	2.66E-02
Y	3.56E-03	Gd	1.90E-04
Tc	5.45E-03	Er	9.06E-08
Ag	1.75E-04	Po	4.22E-16
Sb	4.73E-05	Np	1.10E-03
Cs	1.60E-02	Fr	3.72E-20
Pr	7.37E-03	Es	1.27E-26
Eu	3.95E-04	Bi	1.16E-15
Ho	1.96E-07	Zn	5.13E-11
Tl	1.12E-17	Se	3.74E-04
Re	6.10E-11	Sr	5.44E-03
U	8.98E+00	Mo	2.16E-02
Cm	7.84E-06	Pd	3.44E-03
Sn	2.59E-04		

Tabella 2.4: Mass inventory in FPT3

Nel test FPT3 per tutta la durata della fase di degradazione (circa 22500 s) è stata mantenuta in ingresso al nocciolo una portata costante di vapore puro (senza acido borico, se non quello rilasciato dalla barra di controllo) pari a 0.5 g/s, mentre la potenza è stata progressivamente incrementata fino ad un valore di 32.8 kW. Queste condizioni al contorno hanno permesso anche di osservare l'interazione dei prodotti di fissione e degli altri materiali con il vapore, fenomeni fondamentali per comprendere la meccanica dei rilasci e del trasporto. La pressione nel circuito durante la prova sperimentale è stata mantenuta costante a circa 2 bar.

Nel test FPT3 lo Iodio è stato quasi completamente rilasciato dal bundle (circa l'87% di quello presente all'interno del combustibile), probabilmente sotto forma di vapore o gas, viste le elevate temperature raggiunte nel combustibile e considerata sia la chimica della barra di

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	NNFISS-LP2-088	0	L	46	72

controllo che la volatilità dell'elemento. Infatti, le temperature, a causa della una bassa portata di refrigerante (0.5 g/s in FPT2 e FPT3 contro i 2 g/s in FPT0/FPT1), risultano piuttosto elevate, comportando una significativa ritenzione dello Iodio nel circuito durante il test FPT3, non osservata in FPT1. Tale portata ridotta di vapore ha inoltre come conseguenza il fenomeno di "steam starvation", in cui tutto il vapore reagisce nella reazione di ossidazione dello Zirconio e degli altri materiali strutturali.

Nella prova FPT3, la fase di degradazione consiste di due periodi principali, con due plateau consecutivi della potenza del bundle, da 0.14 MW fino a 0.38 MW. Il primo, di durata pari a 7920 s, è dedicato alla calibrazione termica della strumentazione del bundle. Durante questo periodo, la potenza del bundle è stata aumentata gradualmente da 0 a 3.02 kW mantenendo costante la portata di vapore. Il secondo periodo invece è la vera e propria fase di degradazione, con il combustibile progressivamente danneggiato e il rilascio dell'idrogeno e dei prodotti di fissione (dall'iniziale rilascio pronto sino al rilascio finale dei semivolatili e basso-volatili): tale fase ha avuto una durata di 9450 s, da circa 7920 a 17370 secondi (Figura 40).

Inoltre, durante la fase di degradazione è stato osservato un picco di produzione d'idrogeno a circa 9800 s, dovuto all'ossidazione dello zirconio presente nel bundle, contemporaneamente al rilascio "pronto" dei prodotti di fissione già presenti nel gap delle barrette di combustibile. Tale produzione continua sino a quando non avviene la dissoluzione dello Zirconio negli altri materiali. Durante questa fase, si ha il cedimento parziale delle camicie delle barre di combustibile, con il conseguente aumento dell'area di ossidazione. A causa delle alte temperature e dell'ossidazione della barra di controllo, in questa fase vi è anche la produzione di CO, CO₂ e CH₄. Le condizioni termoidrauliche imposte nel calcolo per questo periodo sono: flusso costante di vapore (imposto a 0.5 g/s) e una potenza del fascio progressivamente crescente da 3.02 kW a 32.8 kW. La distribuzione assiale della potenza imposta al core è mostrata in Figura 42.

In seguito all'osservazione di un secondo picco di temperatura nella parte inferiore del bundle (sulla superficie dello shroud), nel test la fase di degradazione è stata interrotta con lo spegnimento del reattore a 17370 s ed il combustibile è stato refrigerato da un flusso di vapore con portata pari a 0.5 g/s. Al termine di questa fase di raffreddamento è avvenuto l'isolamento del contenimento a 22500 s. La situazione del core a questo istante è mostrata nella Figura 43, attraverso una termografia della sezione del bundle.

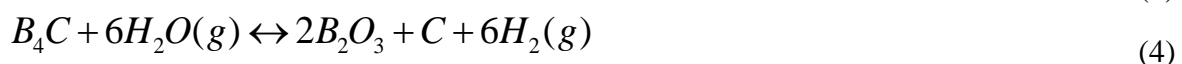
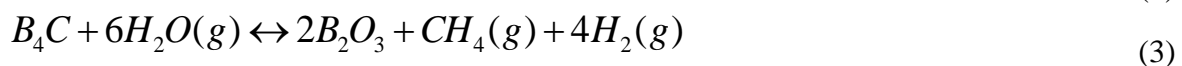
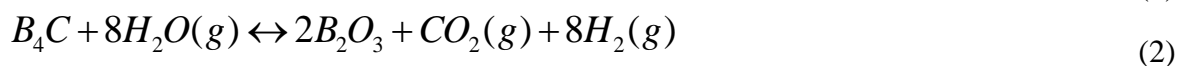
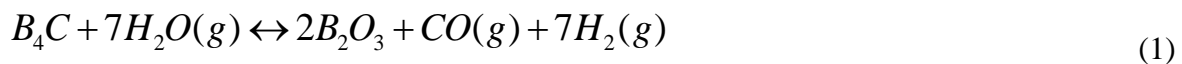
La sequenza di eventi che avvengono nel bundle durante la fase di degradazione si riflette sulle condizioni termoidrauliche nel circuito e nel contenimento. Lungo il circuito, le condizioni di temperatura del gas, pressione e umidità nella linea orizzontale, in gamba calda e nel simulatore del generatore di vapore sono praticamente le stesse del test FPT1.

La fase maggiormente interessante per la fenomenologia degli aerosol, della durata di 37 ore, inizia a circa 22500 s, dopo l'isolamento del contenimento; questa fase ha lo scopo di analizzare i meccanismi di deposizione degli aerosol nel contenimento (deposizione gravitazionale e sulla pareti). Essa è stata condotta con il recipiente in pressione che simula il sistema di contenimento in condizioni identiche a quelle che si ottengono durante la fase di degradazione del core, con la condensazione sui condensatori che termina a 27660 s. Durante questa fase, la temperatura della sump è stata mantenuta a 90 °C, la parte umida del condensatore a 90 °C, l'atmosfera a 110 °C, mentre la parte secca del condensatore è stata fissata a 120 °C. L'umidità relativa nel contenimento diminuisce da circa il 70% a circa il 55%.

Nel test FPT3 la presenza di una barra di controllo contenente B_4C , implica il rilascio anche di particolari sostanze (CO , CO_2 , CH_4 e HBO_2) che possono influenzare il comportamento dei prodotti di fissione. Questo fenomeno potrebbe essere importante per i PWR che adottano barre di controllo con B_4C e per le barre cruciformi di un BWR. La fase di ossidazione delle barre di controllo di B_4C avviene a $T > 1500$ K e coinvolge le quattro fasi elencate nel seguito:

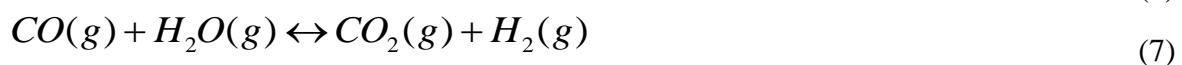
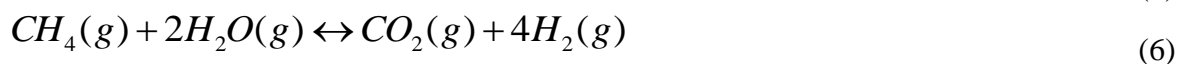
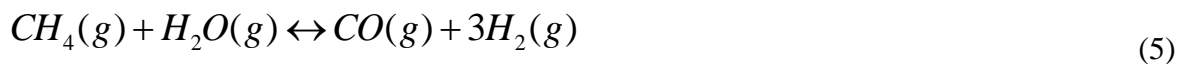
1. **Stadio 1:** interazione B_4C -acciaio inox a $T \sim 1500$ ° K. Fino a questa temperatura le barre sono praticamente integre a causa della natura ceramica del B_4C . A questo punto l'acciaio fuso entra in contatto con il B_4C e la forma delle barre di controllo inizia a degradare.
2. **Stadio 2:** (B_4C -Zr) – Ad una $T > 1500$ K, il progressivo aumento di temperatura del materiale metallico e dell'ossido di Zr porta ad un'interazione con il materiale B_4C (che è, per la maggior parte ancora integro); progressivamente lo spessore dei metalli di rivestimento si riduce, rimuovendo la protezione del B_4C , che inizia a ossidarsi.
3. **Stadio 3:** $T > 1600$ K. Le barre di controllo cedono e il vapore entra in contatto diretto con il B_4C . Progressivamente, il rateo di ossidazione aumenta rapidamente.
4. **Stadio 4:** l'ossidazione del B_4C interessa la gran parte del materiale e, a causa del contatto con il vapore, si ha la produzione di H_2 , CO , CO_2 , CH_4 e HBO_2 . L' HBO_2 (acido boricco) potrebbe essere particolarmente pericoloso perché attaccando le strutture interne potrebbe causare un aumento dei rilasci di prodotti di fissione.

Le reazioni chimiche coinvolte nell'interazione del materiale della barra di controllo sono riportate nel seguito:



Inoltre, lo stesso acido boricco può dare origine ad altre reazioni chimiche arrivando a forme più complesse, quali l'acido metaboricco HBO_2 , l'acido orto boricco H_3BO_3 e il trimero dell'acido metaboricco.

Infine, vi sono altre reazioni che coinvolgono il vapore ed i gas rilasciati dalle reazioni chimiche del carburo di boro, che portano alla formazione di nuova massa di Idrogeno che va ad aggiungersi a quello prodotto dall'ossidazione dello Zircaloy; in particolare:



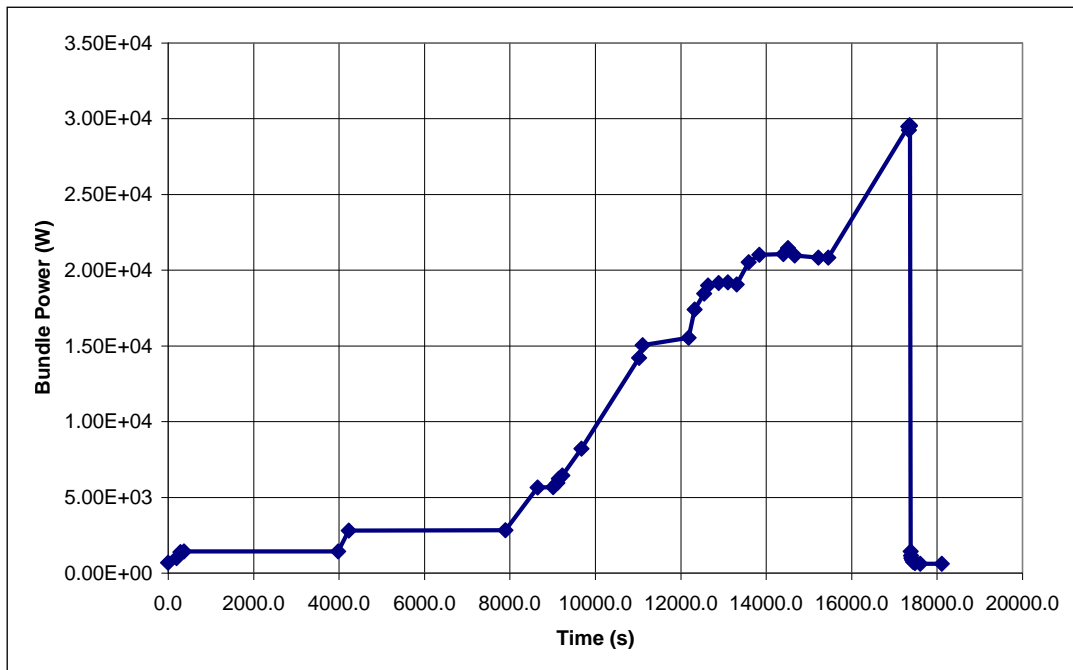


Figura 40: Andamento temporale della potenza del bundle nella prova FPT3

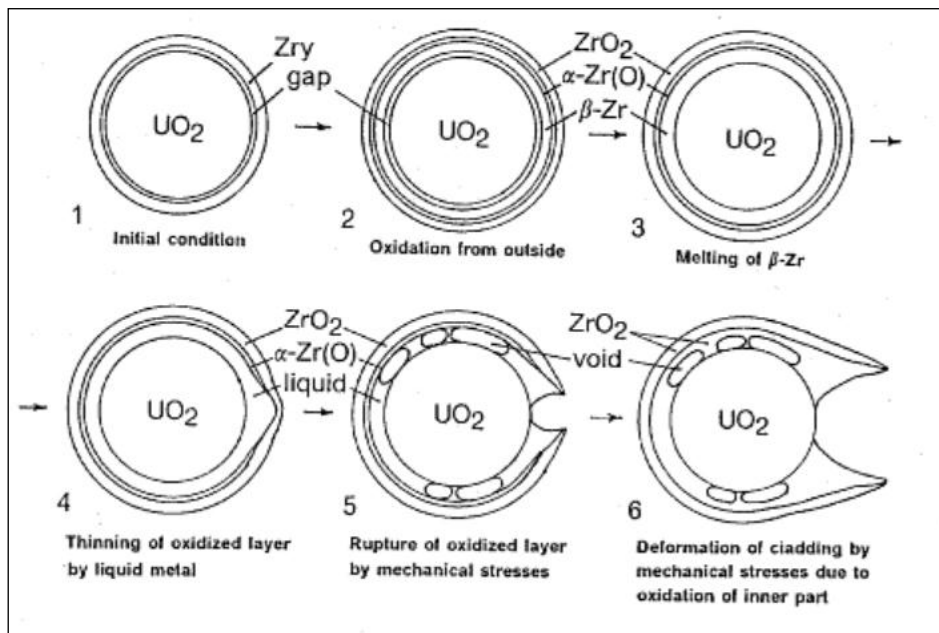


Figura 41: Schema illustrativo della progressiva liquefazione del combustibile

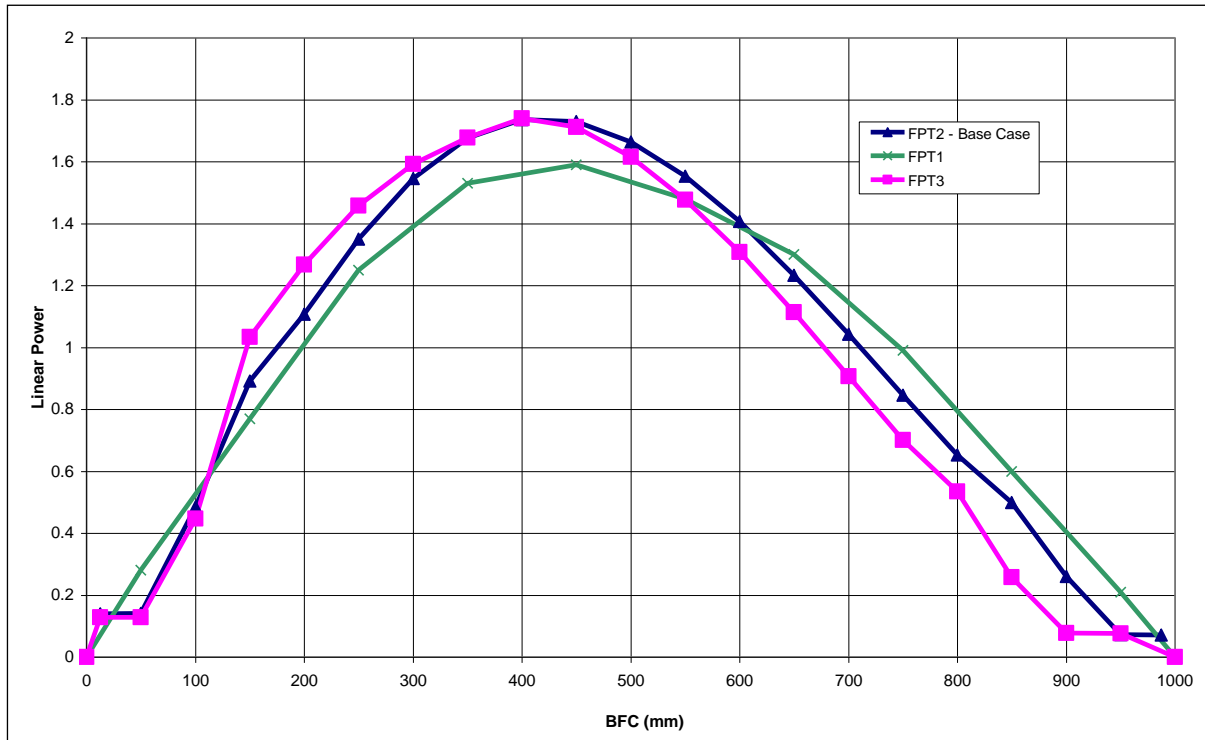


Figura 42: Profilo di potenza assiale per FPT1, FPT2 e FPT3

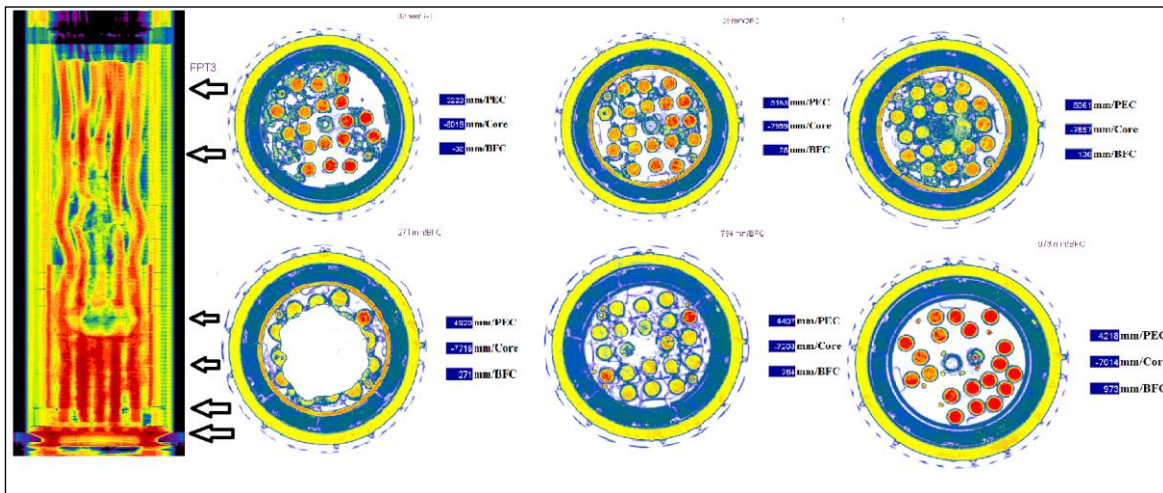



Figura 43: Termografia della degradazione del bundle in FPT3

2.5.4 PRINCIPALI RISULTATI DALLA SIMULAZIONE DEL TEST FPT3

Questo paragrafo riassume i risultati ottenuti con i codici ASTEC 2.0r2 e MELCOR 1.8.5 nella simulazione del test FPT3, che vengono confrontati con alcuni dati di riferimento ottenuti dalle analisi di post test.

La prova FPT3 è stata ideata in modo da avere un quadro completo della chimica dello iodio e dell'influenza dell'assenza di argento delle eventuali barre di controllo sui meccanismi di rimozione dello iodio stesso. La determinazione della quantità di iodio rilasciata e della sua forma chimica è fondamentale al fine della stima realistica del termine di sorgente in caso di incidente severo, in quanto esso questo elemento può essere estremamente volatile. L'eventuale presenza di barre di controllo costituite con Ag-In-Cd potrebbe essere in grado di

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione NNFISS-LP2-088	Rev. 0	Distrib. L	Pag. 50	di 72
--	---	------------------	----------------------	-------------------	-----------------

favorire la formazione di ioduro d'argento, composto che può essere molto più facilmente rimosso dall'atmosfera del contenimento attraverso la deposizione in piscina durante la fase di lavaggio. Durante la prova FPT3, l'argento è presente solamente in quantità minima rispetto alle precedenti prove PHEBUS a causa dell'assenza della barra di argento-indio-cadmio ed è anche praticamente assente nella sump; in pratica il solo argento rilasciato nell'atmosfera del contenimento è quello presente come prodotto di fissione dal combustibile (argento come FP - Ag^{110m}).

2.5.5 FPT3 TERMINE DI SORGENTE E RISULTATI

Come detto, la composizione nei materiali che costituiscono la barra di controllo modifica considerevolmente il termine di sorgente. Questo fenomeno era ben noto da un punto di vista teorico, ma solo con la prova FPT3 si sono ottenuti dati di riferimento per quantificarlo. In futuro, si potranno probabilmente ottenere dati direttamente dalle analisi dell'incidente di Fukushima. Al momento, la prova FPT3 è tuttavia il più importante "banco di prova" per tutti i codici messi a punto per simulare la progressione di incidente severo e per la stima del termine di sorgente con la presenza di barre di Carburo di Boro.

In Figura 44 viene mostrato lo schema della distribuzione finale dei materiali del core ottenuto dalla simulazione con ASTEC in confronto con la termografia ottenuta nelle analisi di post test dell'esperimento. Si può notare che la collocazione della zona di rilocalizzazione del combustibile (in verde scuro per rappresentare la miscela di materiali) viene predetta adeguatamente dal punto di vista qualitativo. Il calcolo predice anche una massiva ossidazione della barra di controllo di B₄C (zona centrale mancante nella barra rossa a sinistra).

La più importante differenza con gli esperimenti precedentemente condotti su Phebus del test FPT3 è relativa alla parte integra della barra di controllo (B₄C). Nella prova FPT3 essa è rappresentata nel diagramma ottenuto dal calcolo con il colore rosso che caratterizza il materiale B₄C, suggerendo che essa sia ancora praticamente intatta. Da questo dato si può dedurre che durante la prova ha avuto luogo un processo di sola ossidazione e non di fusione e relativa dissoluzione, come si è avuto nelle prove precedenti per le barre in Argento, Indio e Cadmio. Il carburo di boro è infatti un materiale refrattario, che può reagire con vapore e altre sostanze, ma non fonde se non quando si raggiungano temperature molto elevate, al di sopra di 2800 K, analogamente al caso del biossido di uranio.

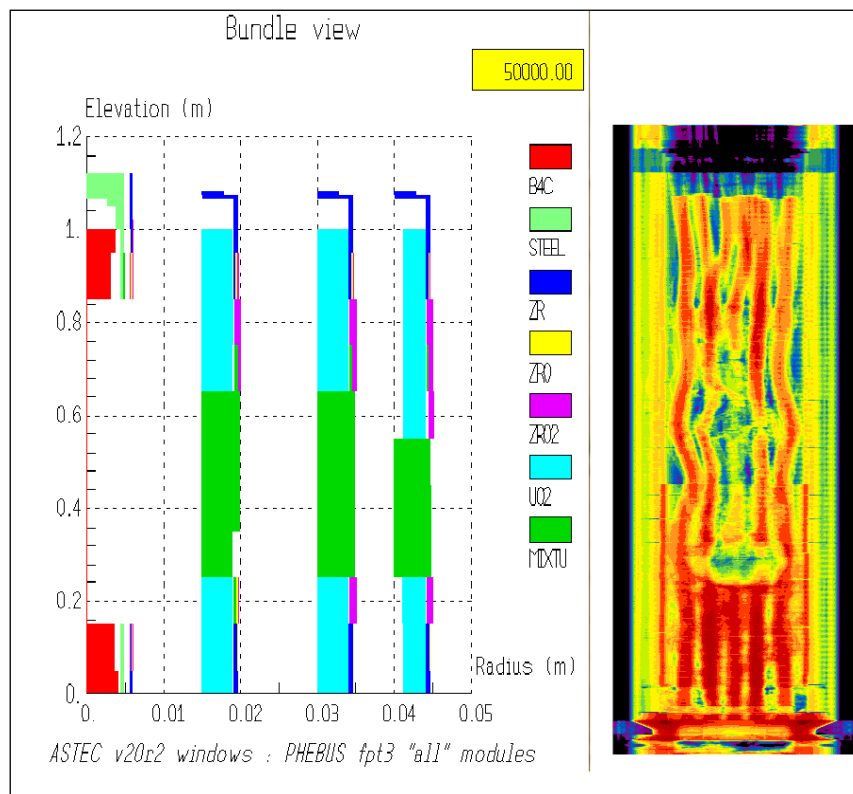


Figura 44: Simulazione ASTECv2r2 vs. Termografia per FPT3

La seconda differenza rilevante in FPT3 rispetto ad altre prove condotte sulla stessa apparecchiatura (come il test FPT2) sono le dimensioni della cavità e della "pool" nella zona centrale del bundle. Durante il test FPT3, la cavità che si forma è minima e il materiale rilocato è limitato ad una piccola zona di materiale fuso, con il risultato finale di una geometria sostanzialmente "integra" rispetto alle altre prove PHEBUS: questa fenomenologia è dovuta alla minore potenza a cui è stata condotta la prova.

Nonostante la geometria del core sia risultata meno "danneggiata" durante il test FPT3 rispetto ai test precedenti, i rilasci sono stati comunque significativi. Ciò dipende anche dall'azione dell'acido borico che tende ad attaccare chimicamente lo Zircaloy. Ciò è particolarmente evidente per il termine di sorgente pronto che nel corso di un incidente severo è dovuto ai gas e ai vapori rilasciati dal gap tra camicia e pastiglia e dalle fessure presenti nella matrice di UO_2 , radionuclidi che sfuggono quando si fessura l'incamiciatura. Questo termine di sorgente è normalmente stimato tra il 20 ed il 30% del contenuto totale ed è composto da vapori e gas di iodio, Xenon, Argon, alogeni ed altro. Come mostrato in Figura 45, Figura 46 e Figura 47, dopo la rottura delle camicie (circa 10000 s) lo iodio, il cesio e altri materiali volatili sfuggono dal bundle (Tabella 2.5) e passano attraverso il circuito primario, fino al contenimento. In FPT3 lo iodio rilasciato nel contenimento è però circa il 50% del totale dello iodio liberato dal bundle (v. in seguito).

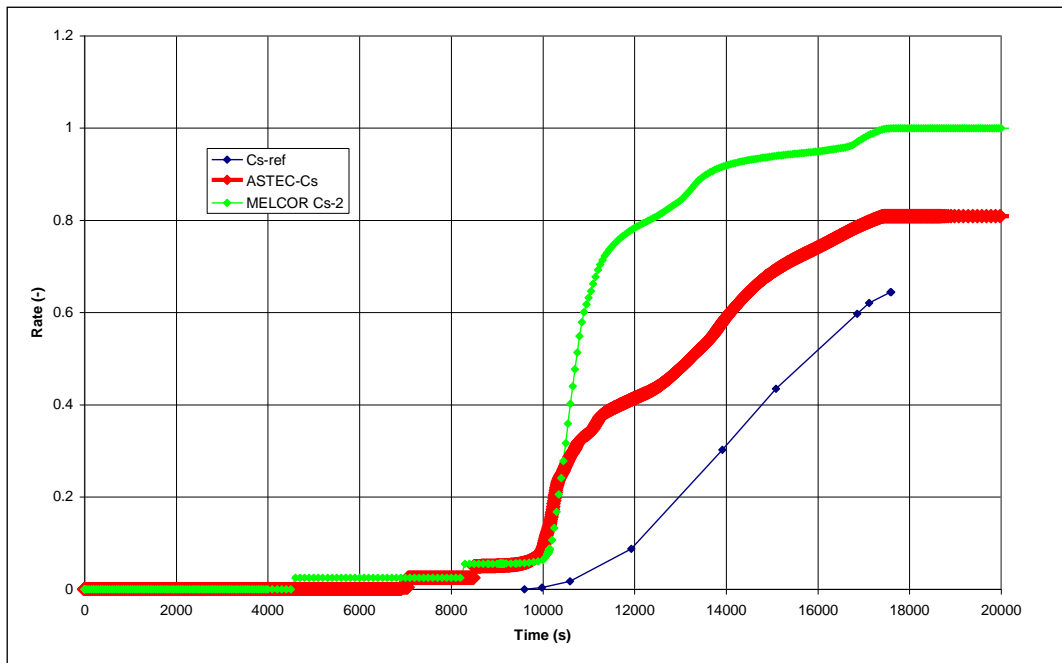


Figura 45: Fattore di Rilascio del Cesio dal bundle

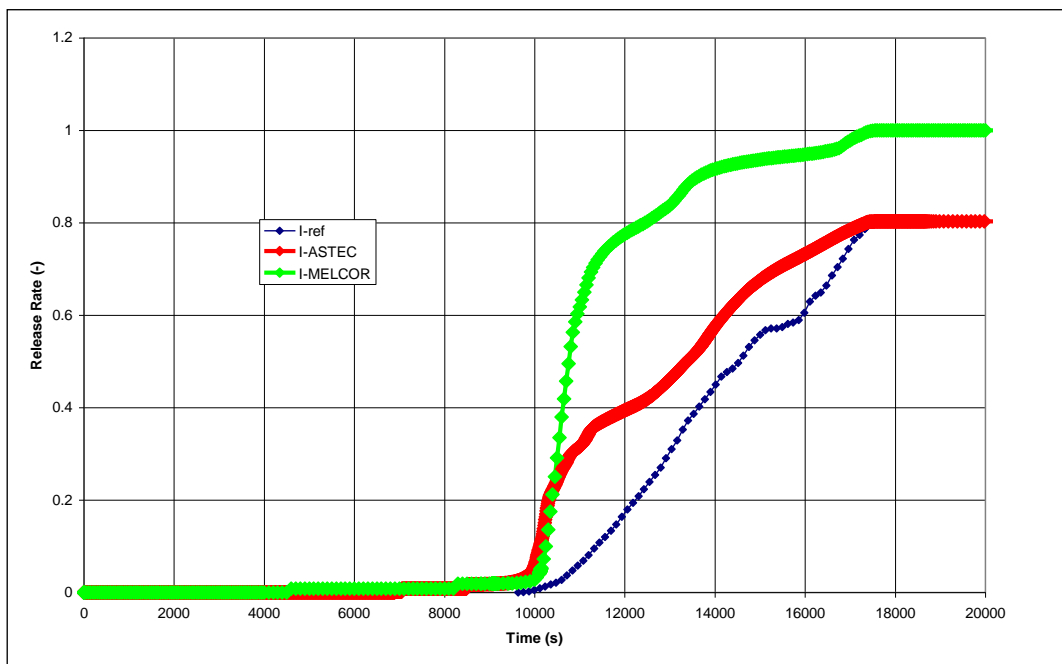
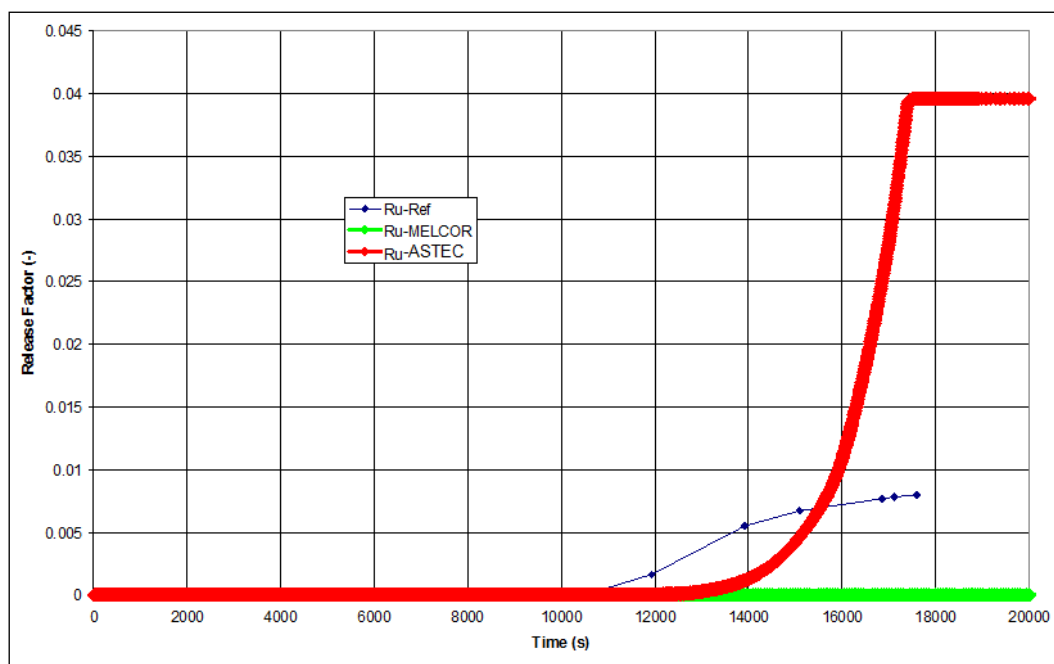


Figura 46: Fattore di rilascio dello Iodio dal bundle


Figura 47: Fattore di rilascio del Rutenio dal bundle

FP Element	Reference	ASTEC V2.0 R2	MELCOR 1.8.5
Sn	28.4	43.1	22.3
Ba ₁₄₀	6	6.11	4.1
I ₁₃₁	79	78	100
Te ₁₂₉	79.9	74.8	100
B	76	78	99.8
Cs ₁₃₇	64	80	100
Mo ₉₉	23	73.1	22.82
Ru ₁₀₃	0.7	3.4	0.0008
Ag _{110m}	70	78	22.3
Xe ₁₃₅	82	79	95.2
U	0.08	0.026	0.038

Tabella 2.5 Fattori di Rilascio in FPT3

La forma della curva temporale di rilascio dello iodio è giustificata dall'andamento della temperatura (Figura 48 e Figura: 49) del combustibile durante la prova: la temperatura del combustibile è inferiore rispetto al caso dell'FPT2 ed cresce con la potenza del bundle.

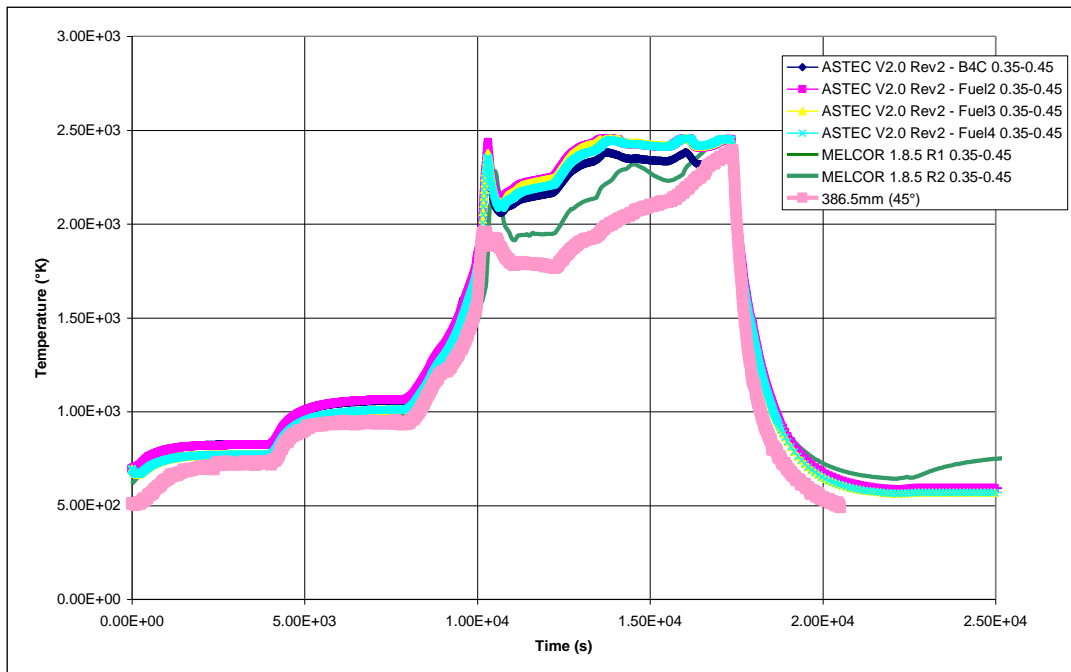


Figura 48: Profilo di temperatura alla quota tra 0.30 m e 0.40 m rispetto all'altezza attiva

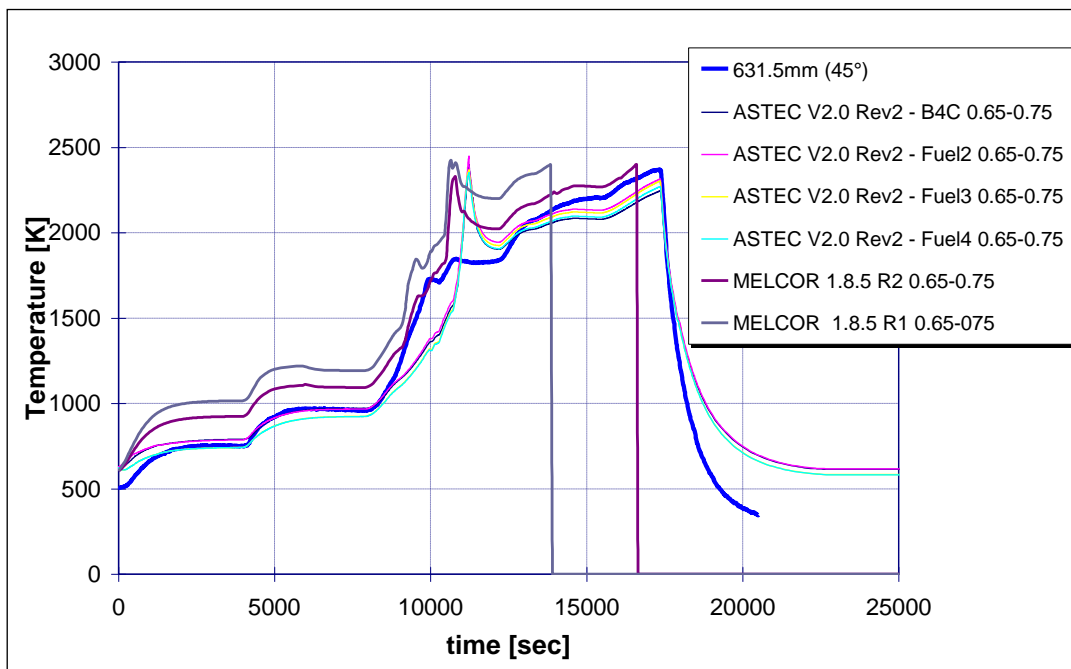



Figura: 49: Profilo di temperatura alla quota tra 0.60 m e 0.70 m rispetto all'altezza attiva

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione NNFISS-LP2-088	Rev. 0	Distrib. L	Pag. 55	di 72
--	---	------------------	----------------------	-------------------	-----------------

Il tasso di produzione di idrogeno (Figura 50) e la massa totale prodotta sono invece simili a quelli misurati nel test FPT2: la minore produzione dovuta alla reazione zirconio/vapore viene compensata dalle reazioni chimiche che coinvolgono vapore e carburo di boro. Infatti, la produzione di idrogeno arriva a 120 g come per il test FPT2, con 20 g di contributo dalle reazioni coinvolgenti il B₄C. A 10000 s, quando il tasso di produzione di idrogeno arriva ad un valore limite, in completa “steam starvation”, il rivestimento del carburo di boro inizia a degradare rendendo possibile la reazione della barra di controllo con il vapore e la conseguente generazione idrogeno, monossido di carbonio, metano, acido borico e anidride carbonica. La reazione del vapore con il B₄C, come con lo Zircaloy, produce calore (Figura 51), che aumenta ulteriormente la temperatura del combustibile.

Entrambi i codici sono in grado di seguire la progressione del processo di rilocalizzazione dei materiali del bundle durante l'evoluzione della fase di degradazione (fino a 18000 s). Le curve di temperatura del combustibile, sia nella forma che nell'ordine di grandezza, sono simili ai dati di riferimento, così come la produzione di idrogeno. ASTEC sovrastima leggermente la produzione di idrogeno (127 g), mentre MELCOR ottiene un valore lievemente sottostimato (116 g di idrogeno prodotto). Le differenze sono dovute fondamentalmente al modello di ossidazione del B₄C. Il modello sviluppato in MELCOR è molto semplice, per cui la tempistica del fenomeno è imprecisa e si evidenzia una forte reazione iniziale con il carburo di boro. Questo porta ad un primo rilascio di idrogeno (e di quanto ad esso connesso) a circa 9000 s, con successivo declino della reazione. ASTEC invece è in grado di seguire con maggior accuratezza i tempi di reazione ed i fenomeni del consumo di vapore, sebbene alla fine sovrastimi i dati di riferimento.

Una limitazione di ASTEC è dovuta all'impossibilità di simulare i tre gas CO, CO₂ e CH₄ dal punto di vista termodinamico; l'unica simulazione possibile è il trasporto “meccanico” di tali gas attraverso il circuito primario. Comunque il codice è in grado di seguire correttamente la generazione di idrogeno e la progressione dalla reazione del B₄C, nonché le emissioni di carbonio e boro sotto forma di aerosol. Al contrario MELCOR è in grado sia di predire la massa di questi gas generati dalla reazione che di descrivere il loro comportamento nel circuito primario e nel CV, come gas incondensabili.

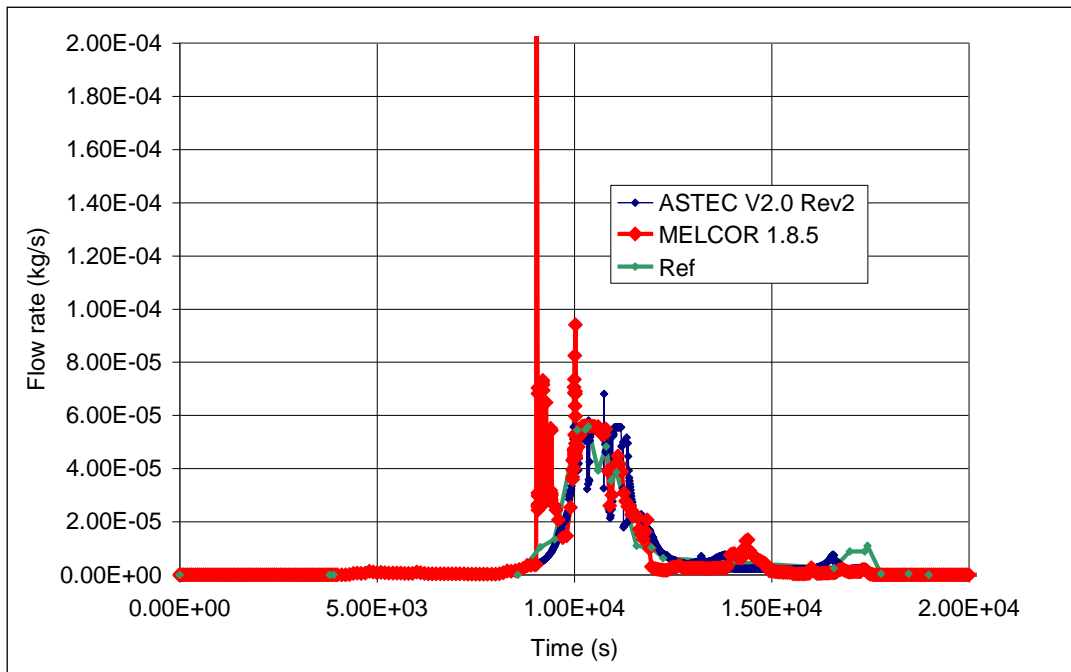


Figura 50: Rateo di produzione dell'Idrogeno

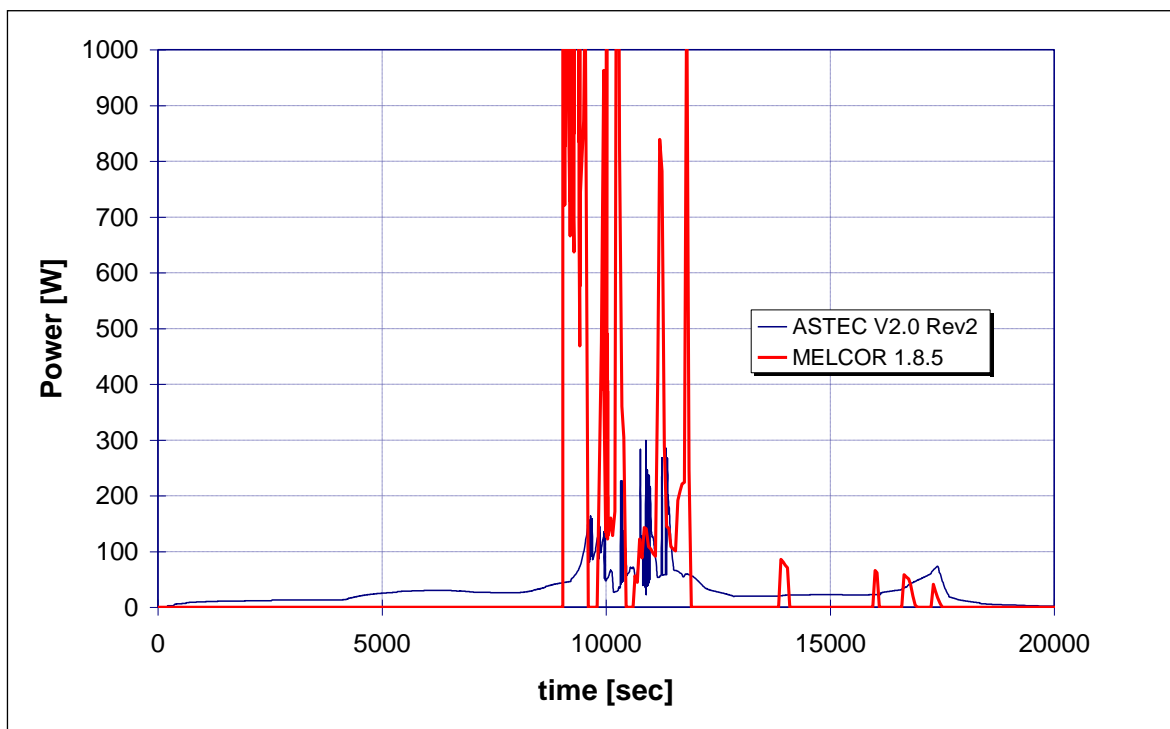


Figura 51: Potenza prodotta dalle reazioni di ossidazione del Carburo di Boro

Come mostrato in Figura 52 e Figura 53, per quanto riguarda il comportamento della termoidraulica del sistema di contenimento, i valori della pressione totale e dell'umidità dell'atmosfera predetti dai due codici hanno andamenti simili, con una sostanziale diminuzione intorno a 10000 s dovuta al consumo di vapore da parte delle reazioni chimiche di ossidazione del bundle. I due codici sovrastimano sia la pressione totale (Figura 52) che l'umidità relativa (Figura 53), ma con lo stesso andamento qualitativo dei dati sperimentali. In particolare, MELCOR predice una minore condensazione durante la prima parte del

transitorio, cosa che si deduce dal conseguente picco di umidità lievemente più alto, che si presenta dopo la fine dell'iniezione dal circuito.

Entrambi i codici sovrastimano invece la massa di aerosol (Tabella 2.6 e Figura 54), ma ciò accade molto più nel caso di ASTEC che di MELCOR. In generale, l'andamento predetto dai due codici tende a sovrastimare le emissioni di aerosol e la curva di pressione, in modo relativamente cautelativo e tendente a massimizzare il termine di sorgente.

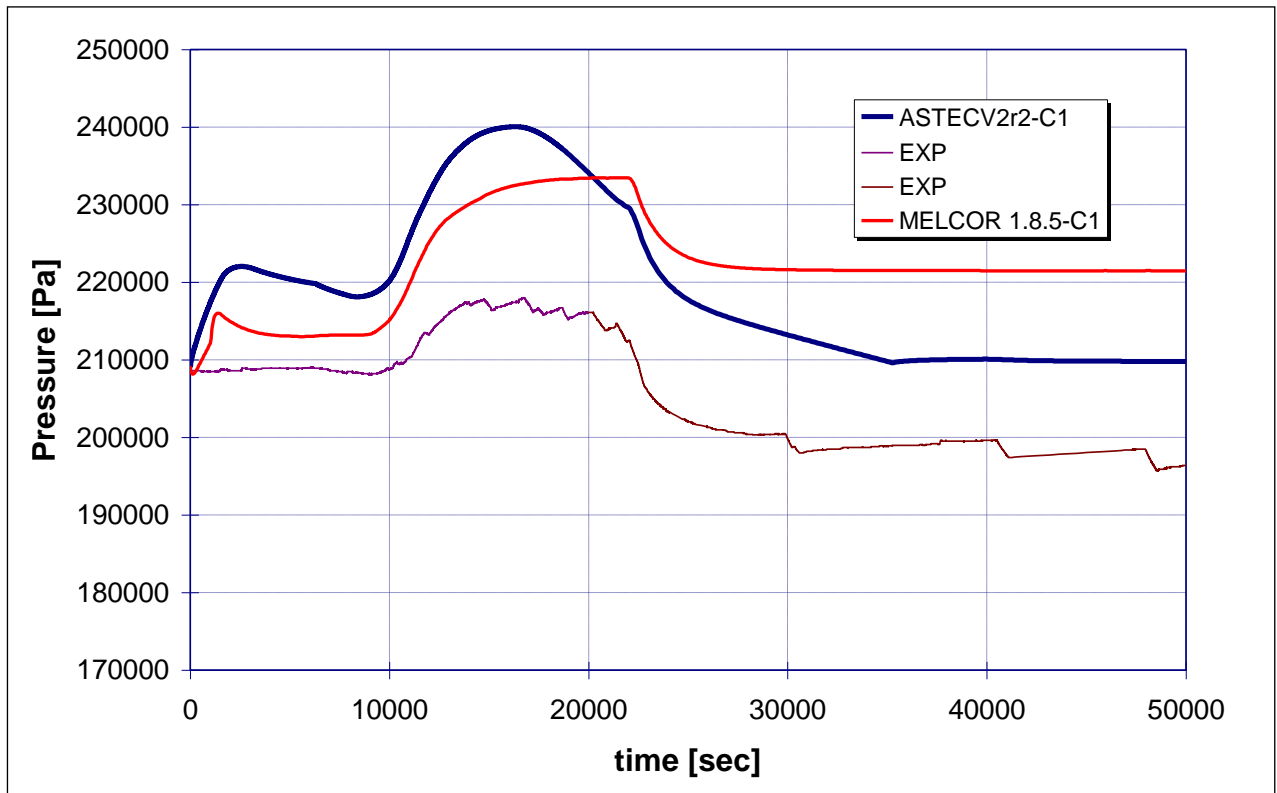


Figura 52: Pressione nel contenimento

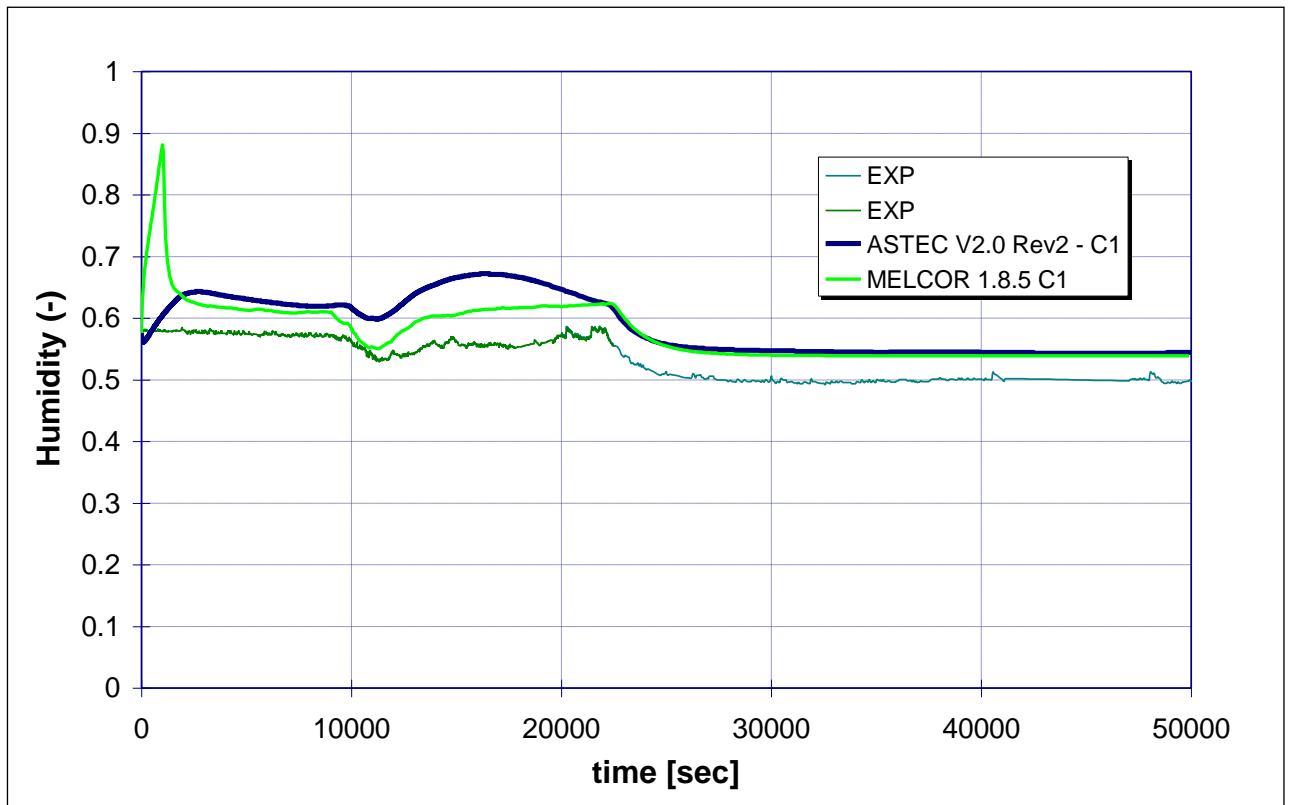


Figura 53: Umidità relativa nel contenimento

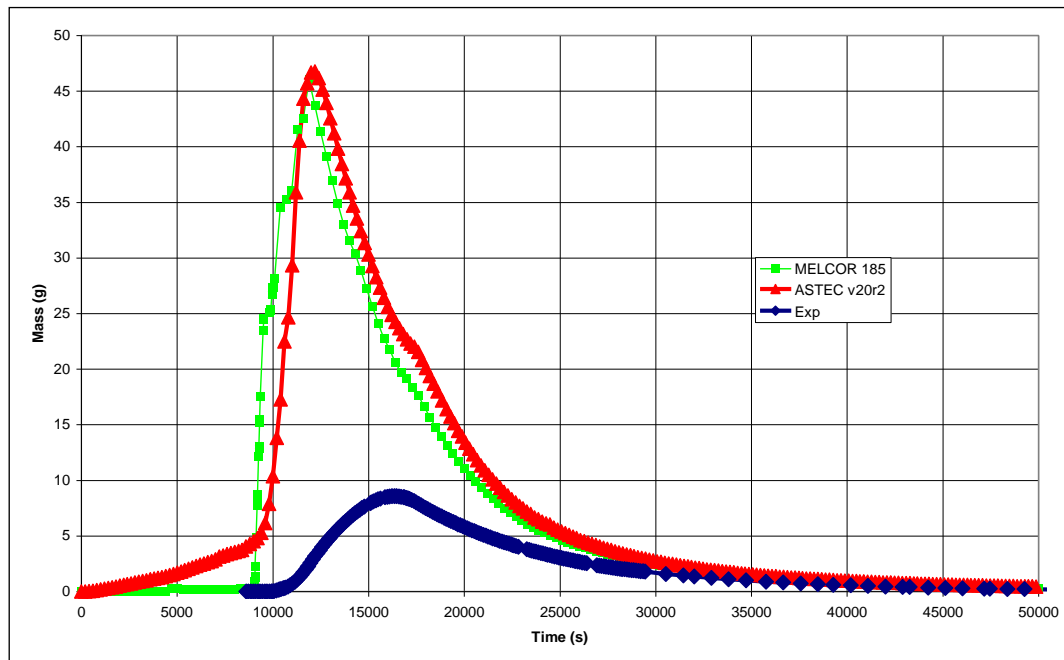


Figura 54: Massa di aerosol sospesa nel contenimento in FPT3

Release (g)	Reference	ASTEC V2.0rev2	MELCOR 1.8.5
FP in the Containment	46	113	57
H ₂ Release	120	127.2	116.7

Tabella 2.6 Rilasci nel contenimento in FPT3

2.5.6 CONSIDERAZIONI CONCLUSIVE

L'esperienza maturata presso il DIMNP nei diversi anni di analisi e ricerche sulla fenomenologia degli incidenti severi è stata utile per lo sviluppo di un'adeguata nodalizzazione della apparecchiatura PHEBUS per i due codici MELCOR ed ASTEC. In particolare, l'esperienza derivata dalle analisi dell'ISP46 è stata basilare nella prima fase di sviluppo della nodalizzazione; si è infatti proceduto per fase successive, partendo con l'analisi del comportamento del contenimento e proseguendo con lo sviluppo di una nodalizzazione completa per l'analisi del test FPT1. Seguendo lo stesso approccio, inizialmente per le analisi del test FPT3 si sono assunte come condizioni al contorno le portate di vapore, idrogeno e dei prodotti di fissione attraverso la sezione di uscita della gamba fredda del circuito per l'analisi separata del comportamento del contenimento; le fasi successive sono state la realizzazione della nodalizzazione completa dell'apparecchiatura, con l'aggiunta del circuito, e della sezione principale del bundle.

I risultati delle analisi condotte evidenziano la capacità dei codici ASTEC e MELCOR di simulare l'esperimento FPT3 e, in particolare, mostrano un buon comportamento nella predizione dei principali fenomeni connessi con la degradazione del bundle e la formazione di una piscina di materiale fuso. Alcune differenze sostanziali sono state però rilevate per i rilasci dei prodotti di fissione e dei materiali strutturali, nonché nel predire fenomeni di condensazione e di trasporto di massa. In particolare, MELCOR, a causa di un modello piuttosto semplificato, non riesce a simulare correttamente il rilascio dalla piscina di fuso, simulando inoltre in maniera poco accurata la chimica connessa con queste fenomenologie.

L'analisi del test FPT3 ha evidenziato inoltre la necessità di migliorare i modelli per la trattazione della presenza di barre di controllo in carburo di boro, che ha un'influenza rilevante per tre aspetti cruciali:

- incremento della produzione d'idrogeno;
- generazione di acido borico in grado di danneggiare il combustibile e le strutture interne e che si deposita sul circuito primario riducendo la sezione di passaggio; questo può anche aggravare il problema del controllo della criticità durante la fase di reflooding;
- incremento della concentrazione di iodio nel contenimento (Tabella 2.7), in particolare in forme potenzialmente volatili durante la fase del lavaggio dell'atmosfera del contenimento.

Le reazioni del carburo di boro e la produzione di ioduro d'argento sono due temi importanti delineati dal programma PHEBUS. Come mostra la Tabella 2.8, lo iodio rilasciato nel contenimento, a causa della mancanza di argento, non sedimenta, ma deposita in forme chimiche in grado di risospendersi a temperature superiori a 422 K sia a causa di fenomeni di combustione di idrogeno sia a seguito di bruschi transitori di pressione. Infatti, nei test FPT1 e FPT2 al termine della prova lo iodio si trova principalmente nella pool del contenimento sotto

forma di ioduro d'argento, per la presenza di grandi quantità d'argento proveniente dalle barre di controllo SIC.

MELCOR e ASTEC sono in grado di simulare il rilascio e il trasporto di iodio dal bundle, attraverso il circuito e all'interno del contenimento, anche se in maniera relativamente conservativa, come evidenziato nella Tabella 2.8. In particolare ASTEC v2.0r2 fornisce risultati migliori a causa della disponibilità di una chimica più dettagliata.

	FPT1	FPT2	FPT3
Iodine Release [mg]	974.4	1245	940.1
Silver Release [g]	89.6	466.6	0.123
Iodine Point G/Release [%]	64.10	56.70	47.02
Iodine in CV pool [mg]	635	224	38.95
Silver in CV pool [g]	30	7.1	0.0019

Tabella 2.7 Rilasci di Argento e Iodio nel contenimento (CV) e nella sump

Iodine Point G (mg)	FPT1	FPT2	FPT3
Reference data	625	705.9	442
ASTEC v2.0 r1/r2	363.7	716	600
MELCOR 1.8.5	595	-	748

Tabella 2.8 Rilascio dello Iodio all'ingresso del CV

Un'ultima osservazione è necessaria in relazione alla validazione dei codici a parametri concentrati come MELCOR ed ASTEC utilizzando analisi di prove integrali come i test PHEBUS. A questo scopo, per i due codici sono state messe a punto nodalizzazioni simili, sia con il codice ASTEC che con quello MELCOR, per le analisi della prova FPT3; esse consentono la verifica dei modelli implementati nei due programmi a fronte di risultati sperimentali. I risultati di questa validazione indicano in linea di massima un accordo generale nelle simulazioni ASTEC e MELCOR rispetto alla produzione di idrogeno, ai fenomeni di "steam starvation" e al comportamento termodinamico del contenimento. Alcune divergenze sono comunque evidenziate per la tempistica della sequenza, l'ordine di grandezza dei rilasci di prodotti di fissione e la condensazione del vapore. In particolare, i modelli implementati in ELSA di ASTEC sono migliori rispetto a CORSOR-Booth di MELCOR, grazie all'integrazione di una chimica semplificata e ad un approccio dettagliato della meccanica di rilascio.

Come risultato delle analisi condotte, si può inoltre affermare che i limiti di MELCOR nel simulare i fenomeni con modelli semplificati sono compensati dalla maggiore flessibilità del codice stesso. ASTEC si presenta meno flessibile di MELCOR, in particolare per la simulazione del comportamento di altri gas, come CO e CO₂, nel circuito primario.

In conclusione, entrambi i codici adottano approcci che risultano conservativi, massimizzando i risultati di rilascio dei prodotti di fissione ma riuscendo a predire qualitativamente il comportamento di un incidente severo, nonostante le grosse incertezze che caratterizzano queste sequenze.

2.5.7 MODELLAZIONE DI PHEBUS FPT3 CON ASTEC V2

Per la descrizione e la modellazione del bundle di combustibile della facility FPT3 è stato utilizzato il modulo ICARE. La geometria del bundle di PHEBUS FPT3 è già implementata in questo modulo e non occorre fornire informazioni sul passo tra le pin e la loro disposizione. Nella figura 1 è mostrato la schematizzazione CAD del bundle, nel centro si vede la barra di controllo in carburo di boro (arancione) e le due corone di combustibile per un totale di 18 pin, 16 preirraggiate con un burn-up medio pari a 24.5GWd/tU e 2 posizionate nel secondo anello (evidenziate con un punto) di combustibile fresco.

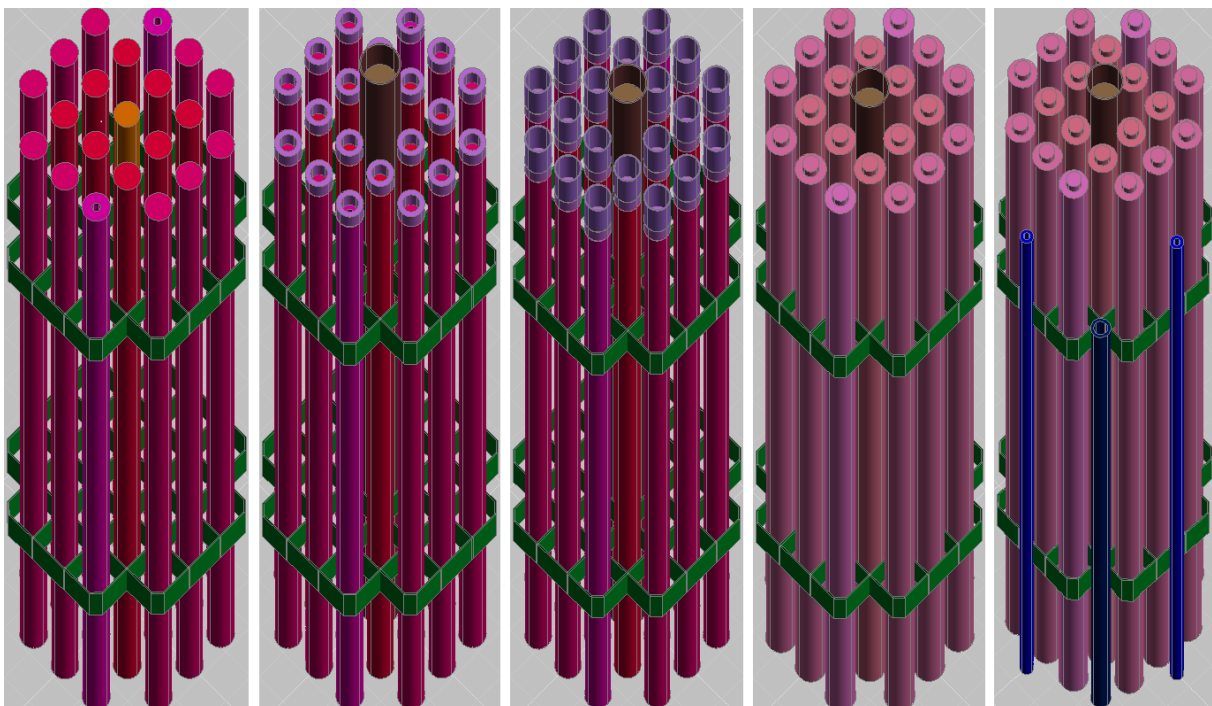


Figura 55: Modellazione bundle FPT-3

Il tipo di nodalizzazione scelta per il bundle è simile a quello utilizzato per descrivere le precedenti campagne sperimentali FPT2 e FPT1 e garantisce un buon compromesso tra tempi di calcolo e risultati. Il fascio di combustibile è stato suddiviso in 52 volumi, utilizzando una nodalizzazione costituita da due mesh radiali e 26 assiali. All'interno della prima mesh radiale di diametro pari a 4.7 cm sono posizionate la barra di controllo in carburo di boro e le 8 pin di combustibile che formano la prima corona, nella seconda mesh radiale di diametro esterno 10.12 cm e diametro interno di 4.7 cm sono posizionati la seconda corona di combustibile, le termocoppie, gli shrouds e il tubo in pressione. Le mesh assiali sono equidistanti una dall'altra di passo pari a 5 cm e permettono di rappresentare con elevata precisione i profili delle grandezze fisiche di interesse. Le griglie sono state modellate come singole grigliette su ogni pin. Nella Figura 56 è mostrata la nodalizzazione radiale semplificata del bundle.

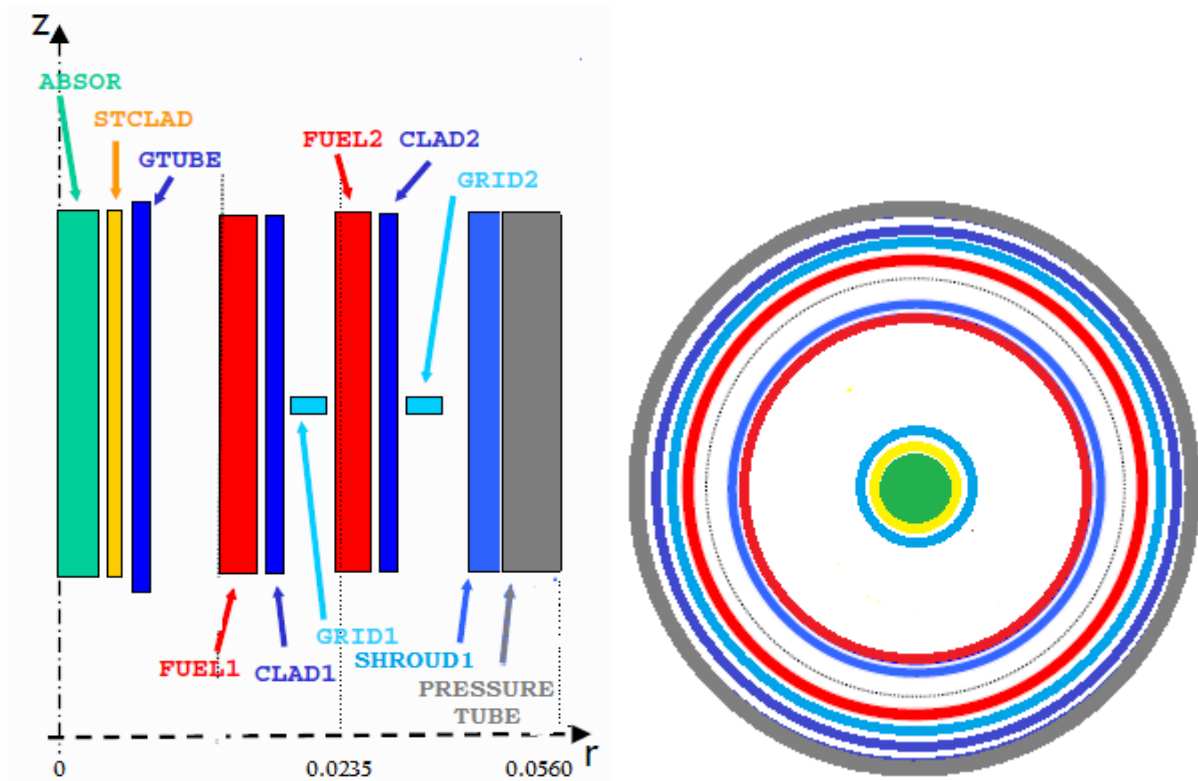


Figura 56: Nodalizzazione radiale ASTEC/ICARE del bundle FPT-3

Tutti i componenti (pin, cladding, griglie spaziatrici, etc) posizionati all'interno dei volumi di controllo vengono cilindricizzati e il volume dei cilindri cavi risultanti è equivalente al volume degli oggetti che rappresentano. Il fluido che attraversa il bundle deve essere suddiviso in funzione del numero di nodalizzazioni radiali, in questo caso due fluidi, uno per ogni mesh radiale. Nel modulo ICARE, occorre inoltre fornire informazioni riguardanti la geometria del bundle degradato, il grado di bloccaggio dei canali, i volumi che il magma fuso può occupare e la dimensione media dei detriti che si formano. Per la modellizzazione del circuito primario della facility è stato utilizzato il modulo CESAR, il circuito è stato suddiviso in 16 volumi ad ognuno dei quali è stata imposta come boundary condition la temperatura esterna. (vedi in Figura 57).

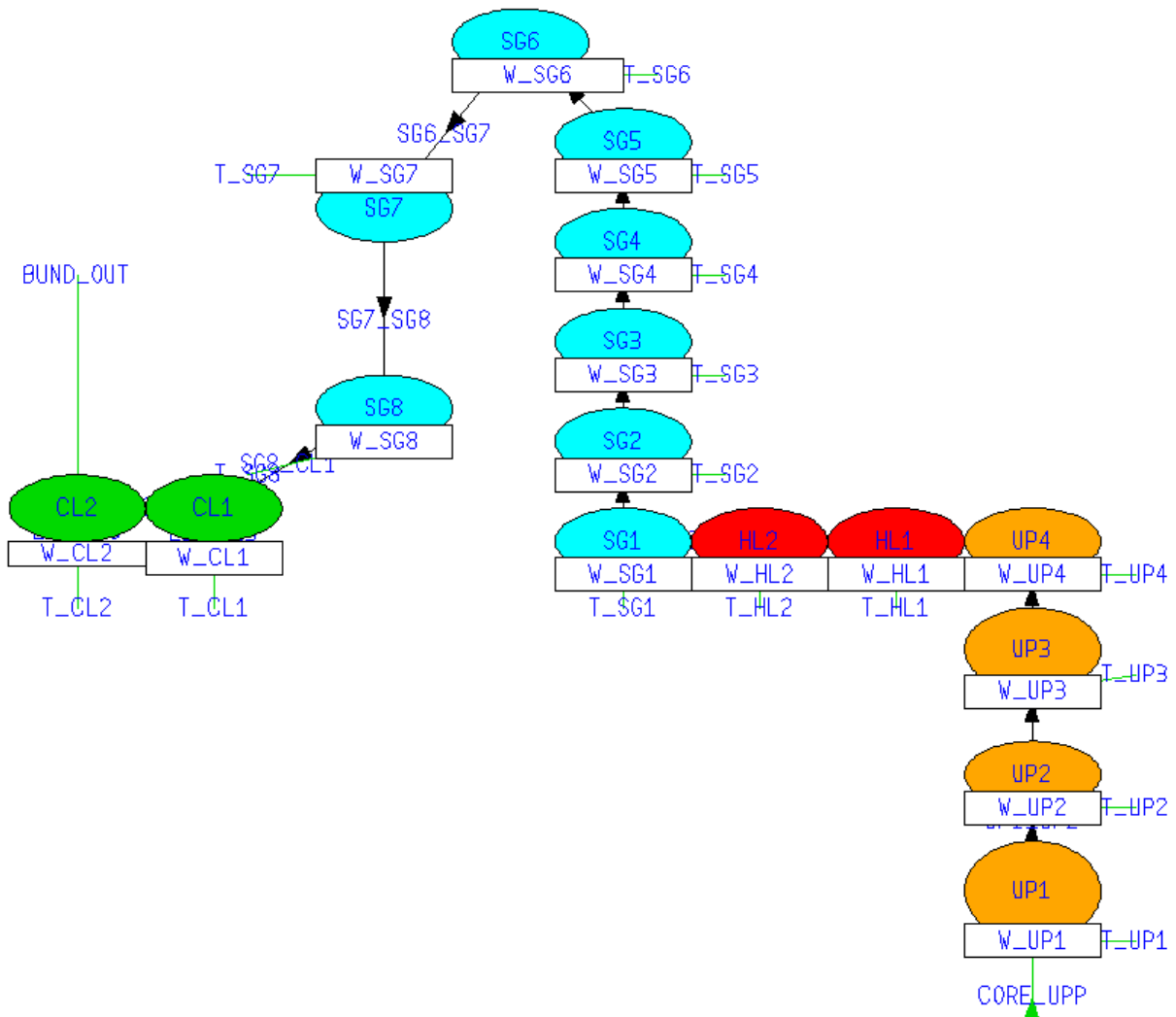


Figura 57: Nodalizzazione del circuito della facility FPT-3

La scelta della nodalizzazione è simile a quella utilizzata per la simulazione FPT1, in modo da poter ottenere lo stesso tipo di informazioni dalle due simulazioni, e confrontare risultati coerenti tra loro. La vertical line (colore arancione) è stata suddivisa in 4 volumi, la hot-leg (colore rosso) in 2, la gamba calda del generatore di vapore (colore azzurro) in 5 mentre la gamba fredda (colore azzurro) in 2 infine la cold leg in due volumi. La nodalizzazione del circuito risulta eterogenea più fitta sulla gamba calda del generatore di vapore (SG) e sulla vertical line, dove sarà possibile ottenere risultati più dettagliati riguardo il trasporto e deposizione dei prodotti di fissione, dato che il modulo SOPHAEROS utilizza gli stessi volumi di controllo di CESAR, mentre si otterranno informazioni meno dettagliate sulla cold leg del circuito e la gamba fredda del generatore di vapore.

2.5.8 RISULTATI OTTENUTI DAL CALCOLO ASTEC V20

In questo paragrafo verranno confrontati i risultati sperimentali con quelli ottenuti dalle simulazioni effettuate con ASTEC V20. Sperimentalmente si osserva che la prima rottura del cladding avviene intorno ai 4870 secondi dall'inizio del test, questo è confermato dalla

rilevazione di prodotti di fissione nella hot-leg, e dalla temperatura misurata dalla termocoppia alla quota 500 mm. Analizzando i risultati ottenuti con ASTEC si evidenzia un incremento di temperatura del cladding, nell'intorno di $t = 4000 - 5000$ s, in accordo con le misurazioni delle termocoppie (Figura 58), il codice però non rileva nessun tipo di rilascio di prodotti di fissione, questo è dovuto al fatto che nel input deck è stato assunto come temperatura di rottura del cladding un valore pari a 1450 K, temperatura alla quale è stato imposto che la guaina inizi a cedere.

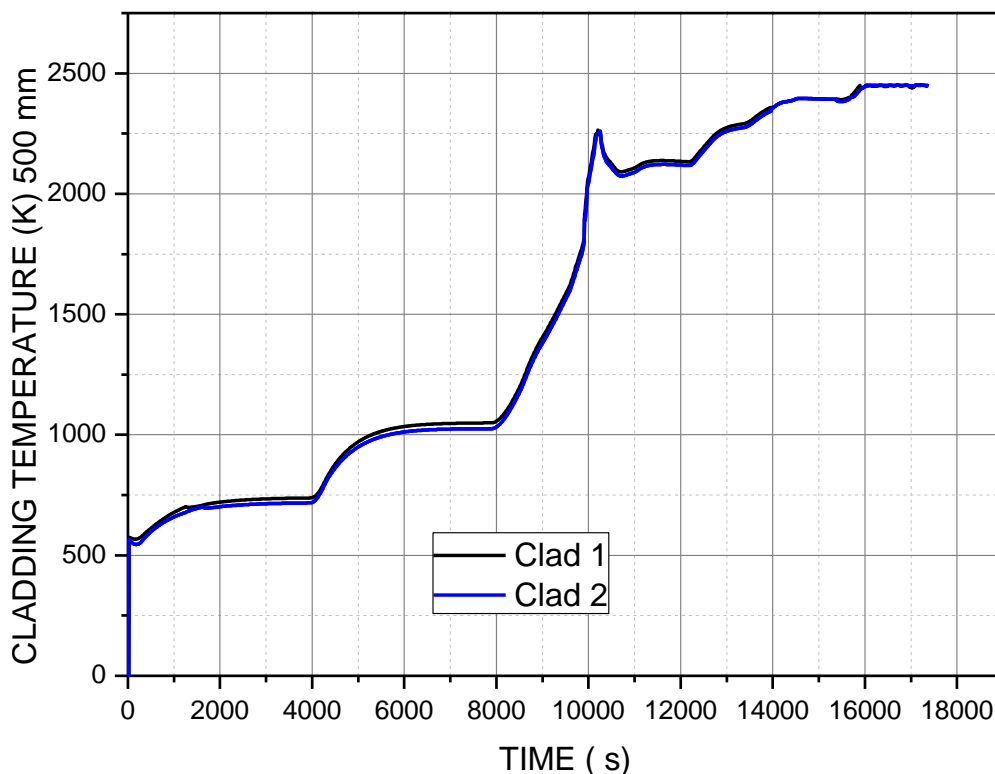


Figura 58: Variazione temperature del cladding alla quota 500mm

La produzione di idrogeno dovuta all'ossidazione dello zircaloy si osserva sperimentalmente poco prima dell'inizio del P3 (plateau di potenza) a 8940 s, dopo la fase di preossidazione di circa 1280 secondi, intorno ai 9840 si registra un incremento della cinetica di reazione (runaway oxidation), che si protrae fino a 12300 s, durante la quale viene prodotto il 70% del H₂ totale, con un rateo di produzione massimo pari a 0.055 g/s. Un ulteriore produzione di idrogeno dovuta anch'essa alla reazione vapore zircaloy avviene tra i 16757 s - 17537 s, con un rateo di produzione massimo pari a 0.011 g/s. La simulazione ASTEC riproduce abbastanza fedelmente i dati sperimentali sia nella fase di preossidazione, poco prima del P3, sia per la runaway oxidation tra 9800 s e 12300 s, calcolando con buona precisione anche il rateo di produzione 0.05-0.058 g/s per la prima reazione, mentre per la seconda reazione (16500s -17300 s), il rateo di produzione risulta meno preciso (vedi Figura 59)

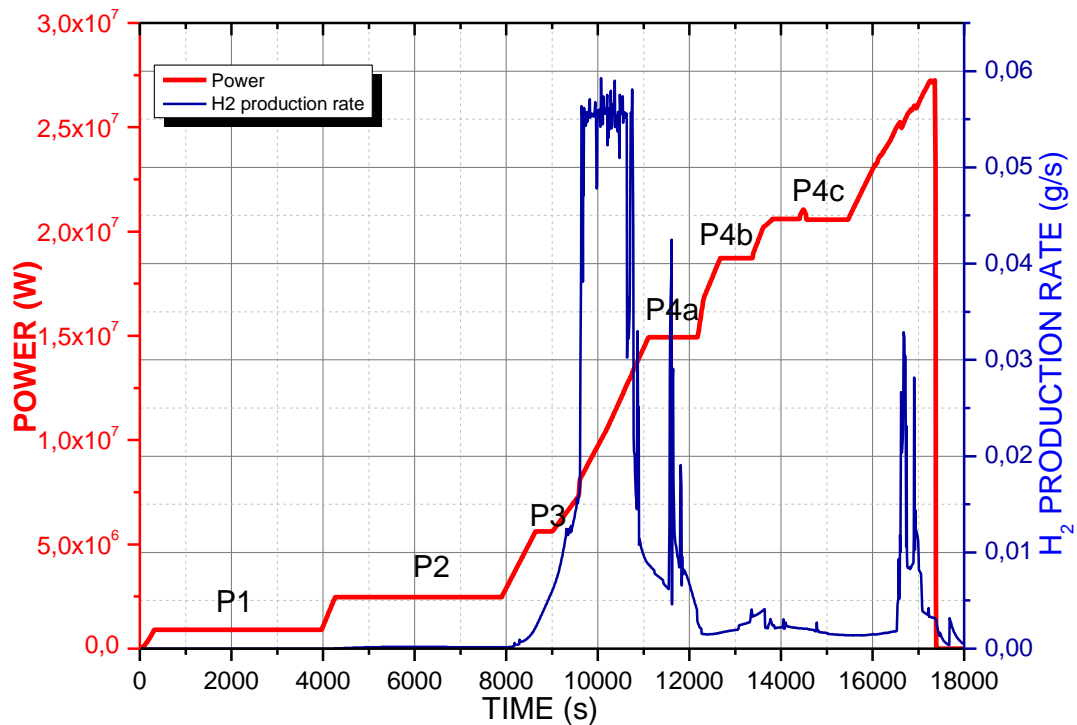
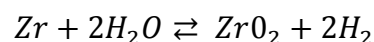
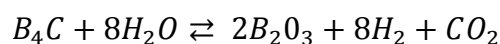
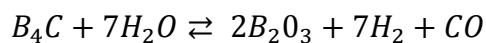


Figura 59: Rappresentazione della produzione di idrogeno e della potenza nucleare in funzione del tempo

La produzione totale di idrogeno durante il test è stata di circa 60 ± 3 moli (120 ± 6 g), la generazione di idrogeno associata alla ossidazione del ferro è trascurabile visto che la quantità presente negli strutturali del bundle è di solo 217 g contro i quasi 2600 g di zirconio e gli 86 g di B_4C . Il contributo del carburo di boro sulla generazione totale di idrogeno è stato quantificato sperimentalmente in circa 7-8 moli pari a 14 g-16 g il restante circa 52-53 moli (102-104g) è sostanzialmente dovuto allo zircaloy, attraverso la reazione:



CO e CO_2 sono i principali prodotti di reazione dell'ossidazione del carburo di boro, controllata principalmente dalle seguenti reazioni chimiche :



La rottura della barra di controllo avviene molto probabilmente intorno ai 9580 s, durante l'incremento di potenza da P3 a P4a, ad una quota di circa 500 mm, la termocoppia infatti, registra un valore perturbato della temperatura di circa 1673 K e successivamente viene rilevata la presenza di monossido di carbonio nel contenimento, prodotto di reazione tra il carburo di boro e vapore in ambiente riducente causato dalla elevata quantità di idrogeno nel bundle. Nella Figura 60 è mostrata la variazione di temperature della barra di controllo di carburo di boro e del cladding durante l'esperimento insieme alla produzione cumulate di idrogeno da zircaloy, da carburo di boro e totale. I risultati della simulazione mostrano che l'ossidazione della barra di carburo di boro incomincia intorno ai 1650 K-1700 K e

l'ossidazione della guaina di zircaloy incomincia a circa 1050 K, in accordo con i dati sperimentali, mentre la produzione totale di H₂ risulta pari a 105 g, questo probabilmente è dovuto al fatto che nell'input deck non è stata considerata la produzione di idrogeno che può avvenire nel magma. Un'ulteriore conferma a questa osservazione, è data dal fatto che i risultati ottenuti per la produzione di idrogeno per effetto dell'ossidazione del carburo di boro sono in accordo con i dati sperimentali. La variazione di massa del carburo di boro calcolata dal codice è di circa 65 g, dei 110 g di carburo di boro che costituiscono la barra di controllo solo 55 grammi risultano non aver reagito con il vapore.

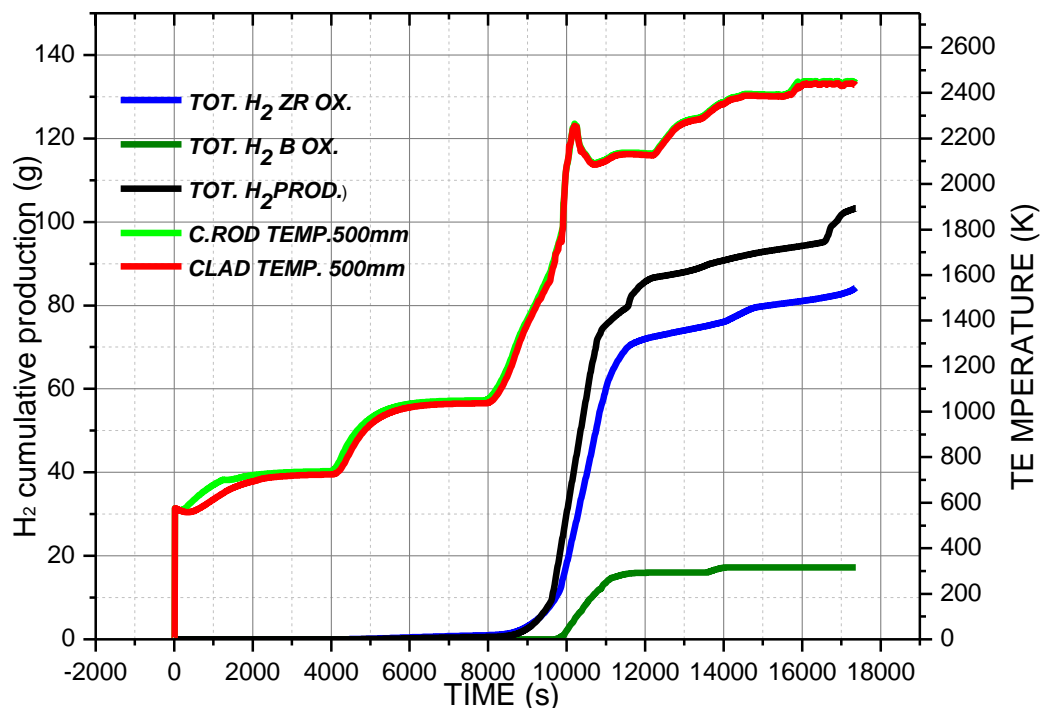


Figura 60: Temperatura barra di controllo e cladding, produzione H₂ da Zr, B₄C e totale

Dalle misurazioni sperimentali si osserva che il rilascio e il trasporto dei prodotti di fissione (FP) nel circuito è correlato alla degradazione del bundle, con la maggior parte del rilascio dei prodotti di fissione, in particolare quelli volatili, a partire dal primo picco di ossidazione prima, aumentando poi durante la runaway oxidation, e terminando con un ulteriore rilascio nella seconda fase di ossidazione. La prima rilevazione della presenza di Xe nel circuito si registra dopo 5100 s, probabilmente a seguito di piccole fessurazioni nel cladding, rimanendo a bassissima concentrazione (tracce) fino ai 9200 s, quando si registra un forte incremento fino a 14500s, dopo i 13000 s la strumentazione della facility non rileva più Xe questo è probabilmente dovuto ad una attività di fondo molto elevata indotta dal rilascio di nuclidi a breve vita. Il comportamento del Kr è del tutto simile a quello dello Xe.

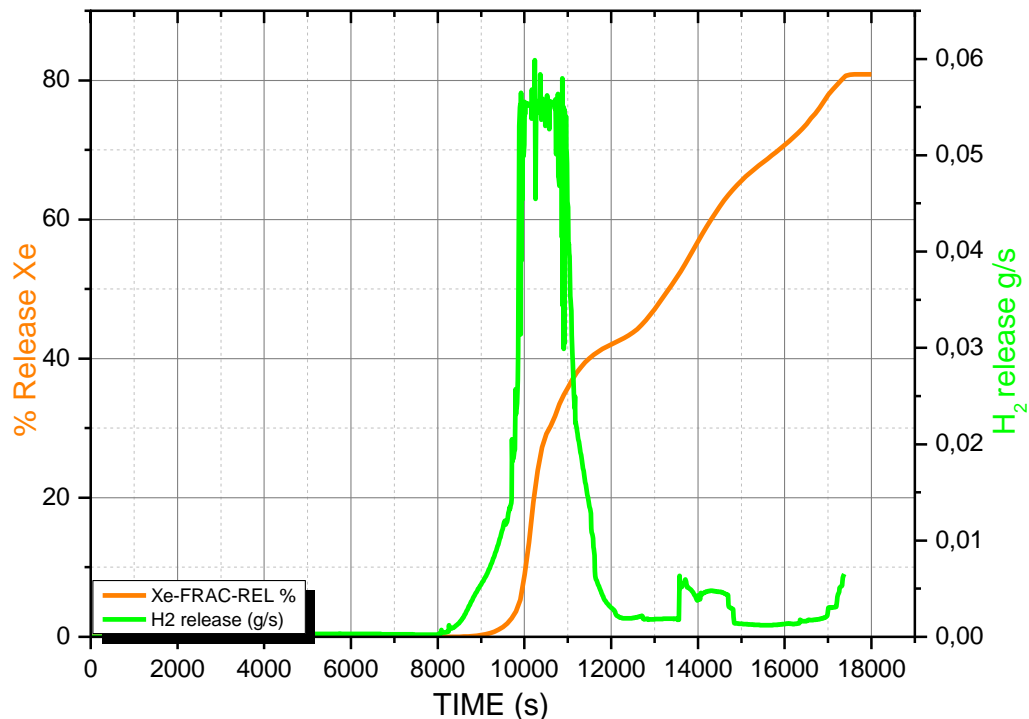


Figura 61: Produzione H2, Percentuale di Xe rilasciato

La simulazione indica che a 14500 s circa il 65% dell'inventario totale di Xe è stato rilasciato nel circuito primario, e la seconda fase di ossidazione incrementa i rilasci fino all'80%. Le percentuali e i tempi di rilascio dei prodotti di fissioni volatili come il cesio, il cadmio e l'argento sono identici tra loro. I dati sperimentali registrati nella hot-leg indicano che il cesio è trasportato quasi totalmente nella forma di aerosol, l'argento per il 90% come aerosol, il cadmio per l'80% in fase vapore. Nella Figura 62 è mostrata la deposizione di cesio nel volume di controllo HL-1 (la prima parte del hot leg), con i relativi meccanismi di deposizione. Dalla simulazione (Figura 62) risulta evidente che la maggior parte di deposizione avviene sottoforma di aerosol e solo una minima parte per condensazione nel hot-leg. I tempi e la forma in cui viene rilasciato sono in accordo con i dati sperimentali che registrano un rilascio graduale dai 10650s fino a 14000-15500 s, con un ulteriore picco durante la seconda l'ossidazione.

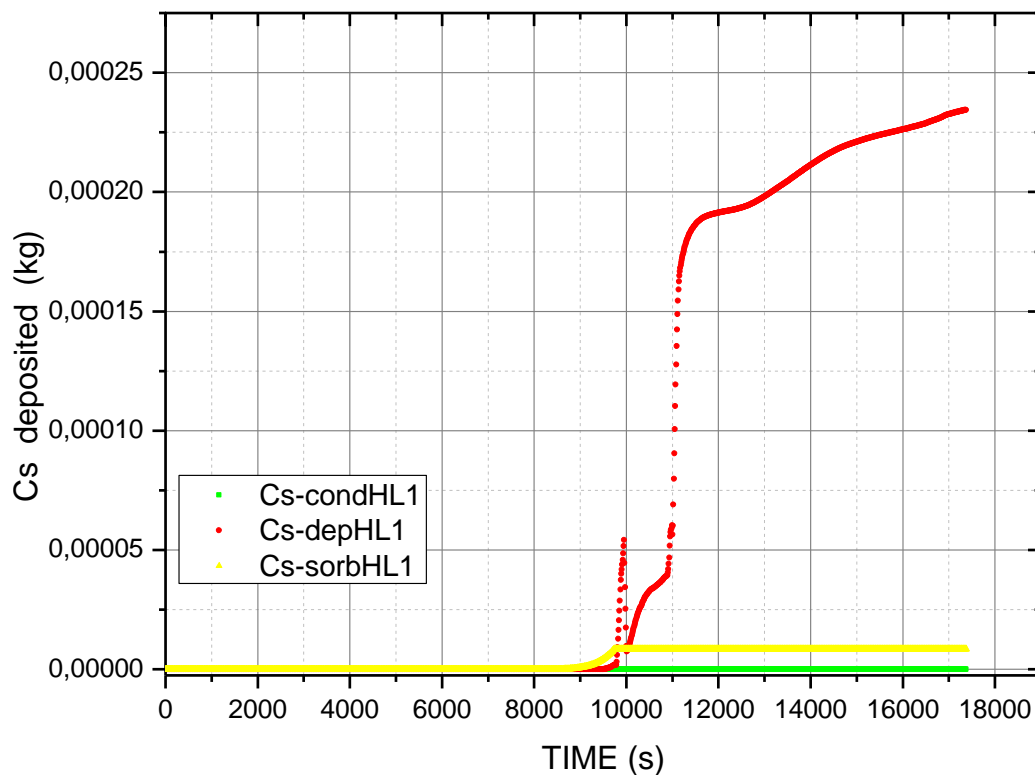


Figura 62: Quantità di Cs depositata nel HL-1 e relativi meccanismi.

Le analisi condotte dopo l'esperimento sulla facility indicano che solo il 21% dell'inventario iniziale di iodio è presente nel bundle degradato, contro il risultato della simulazione che indica 28%. Lo spettrometro γ della facility segnala che il primo rilascio di iodio dal bundle avviene intorno ai 9600 s, il modulo SOPHAEROS ne rileva la presenza in tracce già a partire da 8000 s. Nella Figura 63 è rappresentato il rapporto tra la massa dei FPs depositata diviso la massa totale dei FPs entrante nel circuito primario in funzione del tempo, per iodio, cesio, tellurio bario e argento. Analizzando il grafico si osserva che intorno ai 10000 s vi è un picco in corrispondenza della prima ossidazione dello zircaloy, mentre sembra che la deposizione non risenta della seconda fase di ossidazione dello zircaloy. Il codice discrimina i diversi comportamenti dei prodotti di fissione, ad esempio il bario FPs a bassa volatilità si deposita diversamente rispetto a gli altri FPs volatili, tra questi, lo iodio mostra la percentuale più bassa di deposizione circa 25% del totale rilasciato nel circuito, contro il 30% del cesio, 31% del tellurio e dell'argento. Dalle misurazioni effettuate si è osservato che la deposizione di iodio nel hot-leg ($T = 973$ K) risulta pari a 1.17% del totale depositato, inferiore rispetto a quella del cesio, pari a 3.18% questo sembra essere dovuto allo stato fisico in cui lo iodio diffonde nel circuito prevalentemente sotto forma di gas o vapore mentre il cesio in aerosol. La simulazione è in accordo con i dati relativi allo iodio (1.58%), sovrastima il cesio depositato (8.3%).

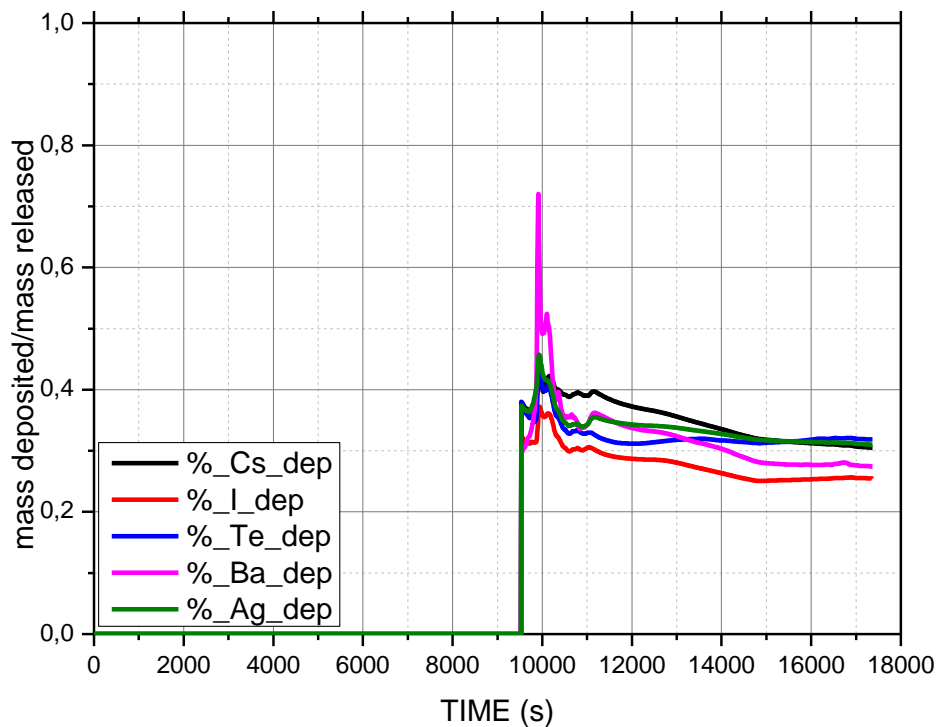


Figura 63: Massa depositata/massa rilasciata nel circuito primario

Una posizione di rilievo all'interno del test è occupata dal boro, in particolare il carburo di boro è il principale componente della barra di controllo posizionata al centro del bundle. Come già detto la rottura della barra di controllo avviene intorno ai 9600 s durante l'incremento di potenza tra P3 e P4. Sperimentalmente si è registrato che oltre il 77% del B_4C ha reagito. I risultati della simulazione sottostimano la quantità di boro che ha reagito fornendo un valore del 58%, però sono in accordo con l'evoluzione temporale del fenomeno. Purtroppo non è ancora possibile calcolare la portata di CO e CO_2 nel circuito primario con ASTEC, indicatori della reazione carburo di boro vapore, che avrebbero permesso un confronto tra dati sperimentali e simulazione più completo. Il boro viene rilasciato all'interno del circuito dopo la rottura delle barre di controllo, la simulazione non è in accordo con i dati sperimentali, per quello che riguarda le deposizioni: su 43 grammi rilasciati solo 4g si depositano nel circuito, visto le caratteristiche chimico fisiche del boro e dei suoi composti la quantità depositata dovrebbe essere molto più alta.. Misure di pressione sul circuito prima e dopo lo scambiatore di vapore intorno ai 14500 s hanno evidenziato incrementi di pressione molto probabilmente dovuti al parziale bloccaggio dei tubi causato dalle deposizioni di boro. Nella Figura 64 è rappresentato il rilascio e le deposizioni totali totale di boro in funzione del tempo e la produzione di idrogeno.

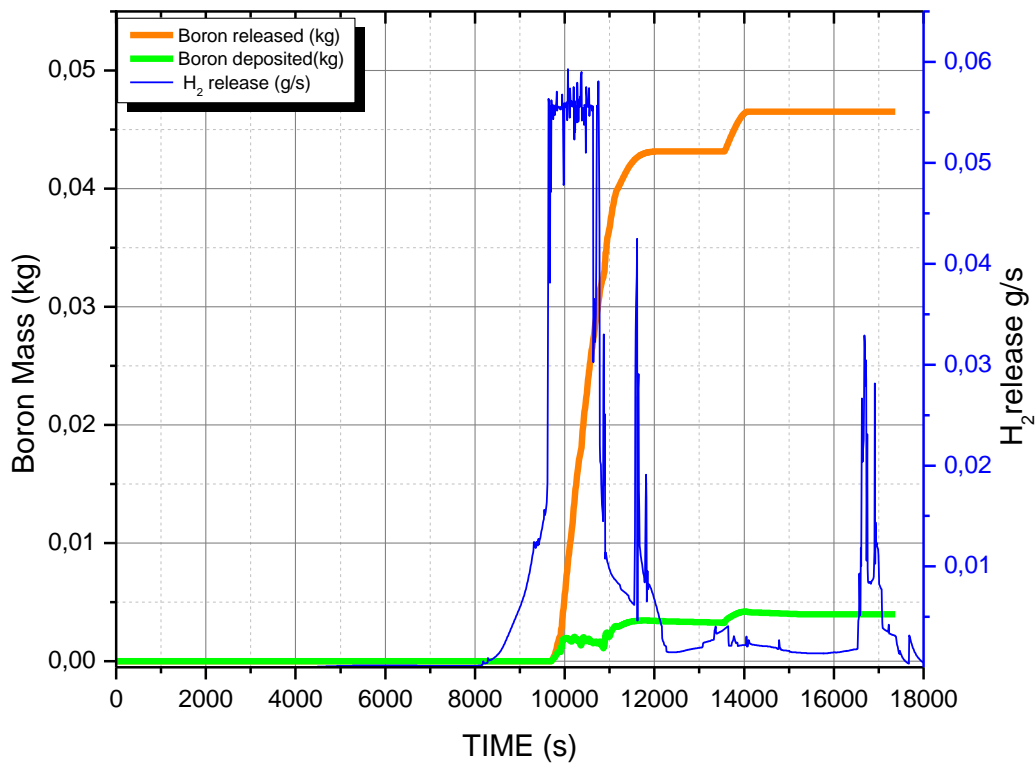



Figura 64: Massa rilasciata e depositata di boro nel circuito primario; Produzione H₂

Dalla simulazione sembra che il rilascio di boro non risenta della seconda ossidazione intorno ai 17000 s, questo è altamente improbabile anche osservando le evidenze sperimentali.

2.5.9 CONCLUSIONI

Il test FPT3 era dedicato in particolare allo studio dell'impatto del carburo di boro contenuto nella barra di controllo, sul trasporto dei prodotti di fissione nel circuito primario. La simulazione effettuata con il codice ASTEC V2.0 e in particolare i moduli ICARE e CESAR relativi alla degradazione del nocciolo e alla termoidraulica del circuito primario forniscono risultati totalmente in accordo con i dati sperimentali. Il modulo SOPHAEROS che descrive il trasporto e la deposizione dei prodotti di fissione nel circuito primario, non è in grado di descrivere il trasporto e la deposizione del boro nel circuito, i risultati forniti sono in disaccordo con i dati sperimentali. Per quanto riguarda il comportamento dello iodio e del cesio, i risultati sperimentali e la simulazione sono in parziale accordo, infatti il codice riconosce che lo iodio vista la presenza del B₄C diffonde nel circuito principalmente sottoforma di gas e vapore, mentre il cesio non ne risente e diffonde principalmente sottoforma di aerosol. La difficoltà nell'effettuare precise misure sperimentali sulle deposizioni dei radionuclidi, tali da essere confrontabili con i risultati ottenuti dalle simulazioni, può essere un limite nel processo di validazione del codice in particolare per il modulo SOPHAEROS.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	NNFISS-LP2-088	0	L	71	72

3. CURRICULUM SCIENTIFICO DEL GRUPPO DI LAVORO CIRTEN

Università di Bologna

Marco Sumini: Nuclear Engineer, Associate Professor in Nuclear Reactor Physics at University of Bologna since 1987; research activities on Reactor Physics, Core Design and on Neutral and Charged Particle Transport. Experimental activities on Pulsed Power Plasma Devices.

Francesco Teodori: Nuclear Engineer, from 2006 Assistant Professor in Radiation Protection at University of Bologna. Main research interests in the analysis of Nuclear Power Plants accident consequences and on related Radiation Protection issues.


Mirco Di Giuli, degree in Chemical Engineering in 2007 at University of Bologna, Master in Design and Management in Advanced Nuclear Systems at University of Bologna in 2009, SIET Company Consultant for the core design of the ALFRED LCR prototype (in the framework of the European Research Program LEADER), at present PhD student in Nuclear and Energy Engineering and Environmental Control at University of Bologna with, as research objectives, the study of the severe accidents for SMR.

Università di Pisa

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.

Sandro Paci, n. 20/3/1957 a Viareggio (LU), Laurea in Ing. Nucleare nel 1982 (Univ. di Pisa) Dottorato in Ing. Nucleare nel 1987 (Univ. di Pisa), Ricercatore di Impianti Nucleari dal 1996 (Univ. di Pisa), Professore Associato di Impianti Nucleare dal 2004 (Univ. di Pisa). Attività di ricerca: incidenti severi nei reattori nucleari; applicazioni di codici di sistema e CFD. Prorettore all'edilizia dell'Università di Pisa. Coautore di oltre 100 pubblicazioni su rivista e a congressi nazionali ed internazionali nel settore della termoidraulica e degli incidenti severi dei reattori nucleari.

Guido Mazzini, n. 21/4/1982 a Lucca (LU), Laurea Triennale in Ing. della Sic. Ind. e Nucleare nel 2005 (Univ. di Pisa), Laurea Specialistica in Ing. della Sic. Ind. e Nucleare nel 2008 (Univ. di Pisa), Certificazione EMSNE della Laurea Magistrale nell'ambito del progetto EU ENEN nel 2009. Dottorato in Ing. Nucleare e della Sic. Industriale nel 2012 (Univ. di Pisa). Attività di ricerca: Calcolo neutronico per il bruciamento del Plutonio, Attinidi Minori e schermatura nei reattori HTR e GCFR. Studio della fenomenologia, dai rilasci al trasporto, durante un incidente severo negli ALWR. Attualmente: Co.Co.Co. presso il consorzio CIRTEN. Autore/Coautore di 1 pubblicazione su rivista e 5 a congressi nazionali ed internazionali nel settore della neutronica e termoidraulica dei reattori nucleari.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione NNFISS-LP2-088	Rev. 0	Distrib. L	Pag. 72	di 72
--	---	------------------	----------------------	-------------------	-----------------

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.