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

Ministero dello Sviluppo Economico

RICERCA DI SISTEMA ELETTRICO

Studio di fattibilità di modelli di simulazione per studi su reattori a sodio

Carlo Parisi

RdS/2012/142

STUDIO DI FATTIBILITÀ DI MODELLI DI SIMULAZIONE PER STUDI SU REATTORI A SODIO

Carlo Parisi ENEA

Settembre 2012

Report Ricerca di Sistema Elettrico
Accordo di Programma Ministero dello Sviluppo Economico - ENEA
Area: Governo, Gestione e Sviluppo**,** del Sistema Elettrico Nazionale
Progetto: Nuovo Nucleare da Fissione: Collaborazioni Internazionali e sviluppo Competenze in Materia Nucleare
Responsabile del Progetto: Massimo Sepielli,ENEA

ENEA Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Distrib.	Pag.	di
	PAR2011-ENEA-L1B2-028	L	1	8

Titolo

Studio di fattibilità di modelli di simulazione per studi su reattori a sodio

Descrittori

Tipologia del documento: **Rapporto tecnico**

Collocazione contrattuale: ACCORDO DI PROGRAMMA Ministero dello Sviluppo Economico – ENEA sulla Ricerca di Sistema Elettrico PIANO ANNUALE DI REALIZZAZIONE 2011 Progetto 1.3.1: Energia nucleare: NUOVO NUCLEARE DA FISSIONE: COLLABORAZIONI INTERNAZIONALI E SVILUPPO COMPETENZE IN MATERIA NUCLEARE, PAR 2011.

Argomenti trattati: Sodio, reattori veloci, simulazione, RELAP5-3D, Loss of Power

Sommario

L'obiettivo di questa indagine è quello di esaminare l'impatto del tipo di combustibile sulle caratteristiche di sicurezza intrinseche di reattori veloci. Per compiere questo studio, le risposte ai diversi transitori sono esaminati per combustibile metallico ed ossido. Il reattore di riferimento è un reattore modulare veloce al sodio. I risultati della simulazione incidentale (Loss of Power) ed il confronto tra i core metallici ed ad ossido, sono riportati, considerando combustibile alla fine del un ciclo (EOC). I risultati hanno mostrato che il core ad ossidi ha caratteristiche intrinseche di sicurezza superiori a quelli metallici. Le attività hanno anche dimostrato la capacità del codice di sistema RELAP5-3D nell'eseguire questo tipo di analisi per i reattori veloci.

Note

Copia n. **In carico a:**

REV.	DESCRIZIONE	DATA		REDAZIONE	CONVALIDA	APPROVAZIONE
2			NOME			
			FIRMA			
1			NOME			
			FIRMA			
0	EMISSIONE	26.9.2012	NOME	C. Parisi	S. Sepielli	S. Sepielli
			FIRMA			

INDICE

1. Descrizione del reattore modulare
2. Descrizione del modello computazionale RELAP5-3D
3. Simulazione del transitorio di perdita di potenza (Loss of Power)
4. Conclusioni
5. Bibliografia
6. CV Autori

1. Descrizione del reattore modulare

Il reattore simulato è il reattore modulare S-PRISM, che è basato sui prototipi EBR-I ed EBR-II. Questi reattori hanno operato ad Idaho (USA) fino alla fine degli anni ’80 del secolo scorso ed una descrizione dettagliata delle loro caratteristiche può essere trovata in /1/ e /2/.

2. Descrizione del modello computazionale RELAP5-3D

Due modelli di steady state sono stati sviluppati per il codice di sistema RELAP5-3D /3/, uno per un nocciolo con combustibile metallico, l’altro per un con combustibile ad ossidi. Il combustibile studiato è considerato a fine ciclo (EOC). Utilizzando i modelli termofluiddinamici e la cinetica neutronica puntiforme, RELAP5-3D è in grado di

Lo schema in Fig. 1 illustra il percorso del fluido refrigerante in tutto il reattore.

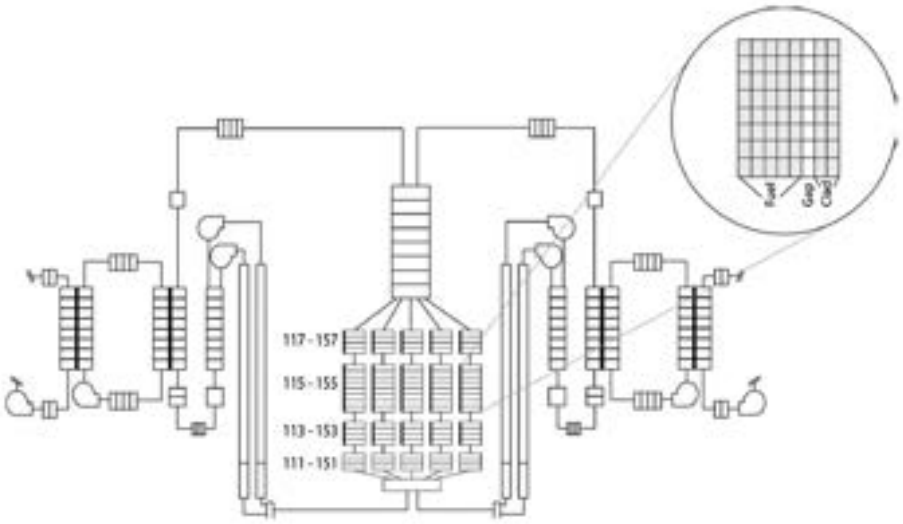


Fig. 1. RELAP5-3D. Modello di simulazione.

Nel circuito del refrigerante primario, il sodio, all’ uscita del plenum superiore nel core, si muovo attraverso il Control Rod mechanism e viene reimmesso nel core dopo aver attraverso uno dei due scambiatori intermedi scambiatori di calore (IHX).

Nella parte bassa del reactor vessel, il refrigerante cambia direzione, muovendosi verso l’alto attraverso lo schermo e le assembly del rifettore, che non sono state incluse nel modello termoidraulico. Succesivamente, il refrigerante si muove verso una delle 4 pompe elettromagnetiche. Il sodio fluisce all’uscita delle 4 pompe elettromagnetiche in dei collettori che lo convogliano daccapo nel lower plenum del core dove viene ridistribuito attraverso 5 channels, rappresentativi della diversi tipi di burnup del combustibile presenti nel core. La pressione del sodio all’uscita delle

pompe del circuito primario è di circa 1.1 MPa. Il modello RELAP5-3D include anche il modello semplificato del circuito intermedio a sodio e del circuito secondario ad acqua.

Il modello di simulazione RELAP5-3D tiene conto di tutte le fuel pins delle 5 diversi tipi di fuel assemblies simulate. Vengono infatti simulate il driver fuel (hot e average), le pins del blanket interno (average e hot) e le pin del blanket esterno radiale (average). Le pins del driver fuel and del blanket interno hanno un fattore di picco radiale più alto di quelle presenti nelle assemblies del blanket radiale.

La meshatura utalizzata per modellare le pin consta di 8 mesh assiali e 9 radiali (heat structures). Le nove mesh radiali comprendono 5 mesh per il fuel, una per il gap, e 2 per la clad. Condizioni di simmetria sono imposte al centro della pin.

Al di fuori del lower plenum, core e upper plenum, il sistema di rimozione del calore è identico per tutti i modelli di core (metallico ed ad ossidi).

3. Simulazione del transitorio di perdita di potenza (Loss of Power)

Nelle analisi di sicurezza, i diversi tipi di eventi vengono classificati, in base alla loro probabilità di accadimento e rischio. In questo caso si è analizzato un Beyon Design Basis Accident (BDBA). Come condizione al contorno si assume che i sistemi di sicurezza (in questo caso scram) non entrano in funzione. Tutti i transitori sono stati simulati senza l'intervento del Reactor Vessel Auxiliary Cooling System (RVACS).

Il transitorio considerato analizzato è l'indicente di Loss of Power (LOPA).

Il BDBA-LOPA è stato simulato imponendo una completa perdita di alimentazione elettrica a tutte le pompe elettromagnetiche, in modo da determinare se la circolazione naturale nel primario e nel circuito intermedio sono sufficienti a refrigerare il reattore.

Il coast-down delle pompe (e quindi del refrigerante) è stato imposto in maniera conservative per entrambi i circuiti del sodio. Nel caso di fusione del fuel, il tempo di dimezzamento della curva di coast down è stata imposta a 6 secondi, in modo da capire i margini effettivi di sicurezza.

Durante i primi secondi del transitorio, prima che la temperature di ingresso del sodio fosse influenzata dalla perdita di efficienza dell'IHX, il transitorio è risultato simile ad un incidente di perdita di portata (Loss of Flow Accident). Nel transitorio di LOFA, il core metallico subisce una fusione parziale del combustibile dopo 5 secondi, non differenziandosi così dal LOPA.

I calcoli di LOPA sono stati ripetuti con un tempo di dimezzammento della curva di rallentamento pari a sei secondi, ed i risultati sono risultati ancora una volta simili al LOFA con un decay di portata refrigerante più lento. Per il LOPA, il fatto di usare un coast down meno conservativo, consente di osservare gli effetti della perdita del IHX

sul refrigerante primario, risultando così in un incidente più severo rispetto al caso di non-failure dell'IHX.

Se si considera combustibile a fine ciclo (EOC) nel core metallic, un coast down più lento consente di avere un tempo di grazia di 31 secondi (prima della fusione del combustibile) per un LOFA, ma di soli 26 secondi per un LOPA. Anche con un coast down più lento, i feedback di reattivtà nel core metallico non sono abbastanzi forti da prevenire la fusione di parte del fuel. Per il core ad ossidi, invece, il decremento della portata nel circuito primario genera una grande reattività negativa che sovrasta gli effetti di perdita del circuito intermedio.

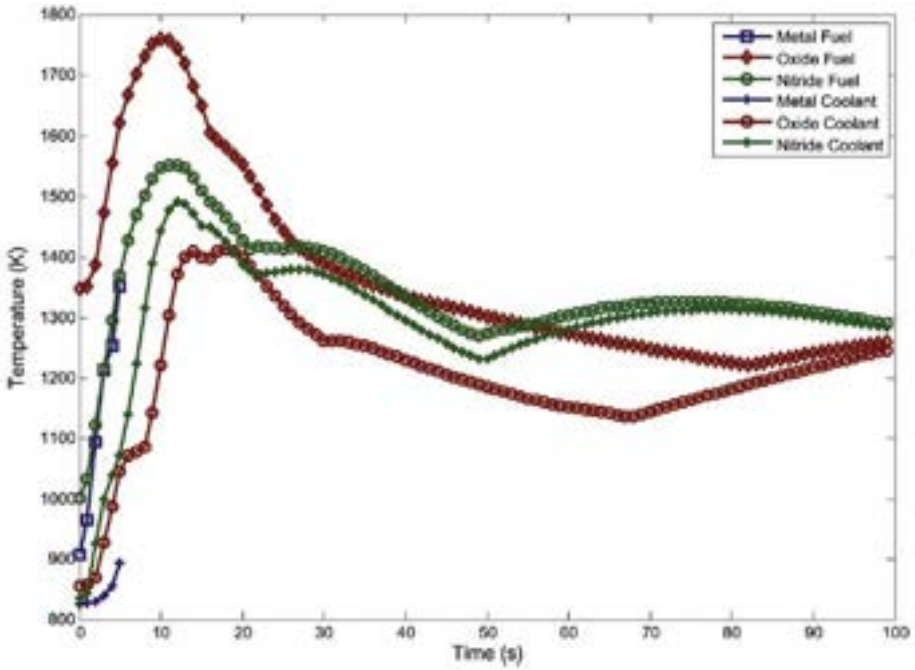


Figura 2 – Temperatura di picco del combustibile durante un LOPA

Le temperature di picco per il combustibile, salgono per entrambi i tipi di combustibili, di circa 13 K, rispetto ad un LOFA (Fig. 2). I margini di sicurezza per la fusione del combustibile ad ossidi diminuiscono di un 24%. In entrambi i noccioli viene registrato l'inizio dell'ebollizione del sodio durante la parte più severa del transitorio. Purtuttavia, la frazione di vuoto del sodio rimane inferiore all'1% a causa della pressione, che è superiore a quella atmosferica.

A causa della circolazione nei circuiti primary ed intermedi, il refrigerante è in grado di rimuovere il calore di decadimento. In questo modo, dopo circa 10 secondi, il transitorio non pone più alcun rischio. Malgrado le elevate temperature all'inizio del transitorio, il core ad ossidi non ha subito danneggiamenti, garantendo la totale sicurezza dell'impianto anche con la perdita di tutte le pompe elettromagnetiche.

4. Conclusioni

Le analisi preliminari fin qui condotte hanno evidenziato il maggior grado di sicurezza del core ad ossidi rispetto al core basato su combustibile metallico. Questi ultimo ha indubbiamente una maggiore conducibilità termica, controbilanciata però da una più bassa temperatura di fusione. La temperatura di fusione della clad, è in questo caso, centinaia di gradi più alta rispetto a quella del combustibile. Per il core ad ossidi, la situazione è esattamente inversa, in quanto l'ossido ha una minore conducibilità termica, controbilanciata da una maggiore temperatura di fusione. Lo scopo di queste analisi è stato anche quello di testare le capacità del codice di sistema RELAP5-3D nell'analizzare i reattori a metallo liquido, facendo particolare riferimento a quelli a sodio. Il codice, attualmente in uso presso Casaccia, si è dimostrato finora capace di simulare i principali transitori investigati, consentendo anche una modellizzazione dettagliata delle varie parti d'impiantio.

5. Bibliografia

/1/ Benchmark specifications & data requirements for EBR-II Shutdown Heat removal tests SHRT-17 & SHRT-45R – Nuclear Engineering Division, Argonne National Laboratory, ANL-ARC-226

/2/ GE-Hitachi, “Safety Evaluation Report for the Power Reactor Innovative Small Module (PRISM)”, Office of Nuclear Reactor Regulation, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC 20555-0001

/3/ “RELAP5-3D© Code Manual Volume I: Code Structure, System Models, And Solution Methods”, INEEL-EXT-98-00834, Volume I, Revision 2.4

6. CV Autori

6.1. C. Parisi

C. Parisi si è laureato presso l'Università di Pisa in Ingegneria Nucleare nel 2004, conseguendo il dottorato in Sicurezza Nucleare ed Industriale nel 2008. Il suo campo di ricerca è lo sviluppo e l'applicazione di metodologie per l'analisi di sicurezza di reattore nucleari per mezzo di codici neutronici e termoidraulici accoppiati. Dal 2010 e ricercatore presso il laboratorio di simulazione ingegnerisitica del centro ricerche ENEA di Casaccia.