



Agenzia Nazionale per le Nuove Tecnologie,
l'Energia e lo Sviluppo Economico Sostenibile



Ministero dello Sviluppo Economico

RICERCA DI SISTEMA ELETTRICO

Studio di fattibilità per lo sviluppo di un modello multi-fisica (neutronica, termoidraulica e termomeccanica) di dinamica spaziale di nocciolo: rapporto di analisi della codicistica esistente a supporto dello sviluppo di uno strumento di dinamica spaziale di nocciolo

G. Grasso, M. Adorni, W. Ambrosini, D. Araneo, M. Aufiero, S. Bortot, A. Cammi, M. Cherubini, P. Console Camprini, E. Coscarelli, F. D'Auria, S. Dulla, S. Lorenzi, D. Mattioli, E. Molfese, D. Mostacci, R. Poncioli, P. Ravetto, M.E. Ricotti, M. Sumini, F. Teodori, F. Terzuoli



STUDIO DI FATTIBILITÀ PER LO SVILUPPO DI UN MODELLO MULTI-FISICA (NEUTRONICA, TERMOIDRAULICA E TERMOMECCANICA) DI DINAMICA SPAZIALE DI NOCCIOLO: RAPPORTO DI ANALISI DELLA CODICISTICA ESISTENTE A SUPPORTO DELLO SVILUPPO DI UNO STRUMENTO DI DINAMICA SPAZIALE DI NOCCIOLO

G. Grasso, M. Adorni, W. Ambrosini, D. Araneo, M. Aufiero, S. Bortot, A. Cammi, M. Cherubini, P. Console Camprini, E. Coscarelli, F. D'Auria, S. Dulla, S. Lorenzi, D. Mattioli, E. Molfese, D. Mostacci, R. Ponciroli, P. Ravetto, M.E. Ricotti, M. Sumini, F. Teodori, F. Terzuoli (ENEA, Università di Pisa, Università di Bologna, Politecnico di Torino)

Novembre 2011

Report Ricerca di Sistema Elettrico

Accordo di Programma Ministero dello Sviluppo Economico – ENEA

Area: Governo, gestione e sviluppo del sistema elettrico nazionale

Progetto: Fissione nucleare: metodi di analisi e verifica di progetti nucleari di generazione evolutiva ad acqua pressurizzata

Responsabile Progetto: Massimo Sepielli, ENEA

Titolo

Studio di fattibilità per lo sviluppo di un modello multi-fisica (neutronica, termoidraulica e termomeccanica) di dinamica spaziale di nocciolo: rapporto di analisi della codicistica esistente a supporto dello sviluppo di uno strumento di dinamica spaziale di nocciolo

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 2010 Progetto 1.3.2.a: Fissione nucleare: Metodi di analisi e verifica di progetti nucleari di generazione evolutiva ad acqua pressurizzata.

Argomenti trattati: Neutronica, Metodi deterministici, Termoidraulica del nocciolo

Sommario

Il presente lavoro analizza la codicistica esistente e le pregresse esperienze di accoppiamento tra tali codici per studiare la fattibilità di un nuovo strumento di analisi multifisica 3D della dinamica di un reattore ad acqua.

L'obiettivo è quello di impostare il lavoro che consentirà ad ENEA di dotarsi di uno strumento finalizzato alle analisi di sicurezza dei reattori delle presenti generazioni. Per questo motivo tale strumento dovrà racchiudere lo stato dell'arte dei modelli di analisi e delle tecniche di simulazione ad oggi disponibili – ferma restando la loro qualifica a garanzia della validazione dello strumento finale.

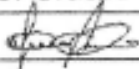
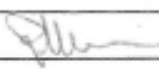
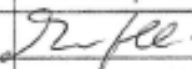
Al termine della disamina degli strumenti disponibili sul panorama internazionale, sono identificate le linee guida per lo sviluppo del codice di dinamica.

Note

Autori: M. Adorni⁽¹⁾, W. Ambrosini⁽¹⁾, D. Araneo⁽¹⁾, M. Aufero⁽²⁾, S. Bortol⁽²⁾, A. Cammi⁽²⁾, M. Cherubini⁽¹⁾, P. Console Camprini⁽²⁾, E. Coscarelli⁽¹⁾, F. D'Auria⁽¹⁾, S. Dulla⁽⁴⁾, G. Grasso⁽⁵⁾, S. Lorenzi⁽²⁾, D. Mattioli⁽⁵⁾, E. Molfese⁽¹⁾, D. Mostacci⁽²⁾, R. Panciroli⁽²⁾, P. Ravetto⁽²⁾, M. E. Ricotti⁽²⁾, M. Sumini⁽²⁾, F. Teodon⁽²⁾, F. Terzuoli⁽¹⁾

⁽¹⁾ UniPI, ⁽²⁾ PoliMI, ⁽³⁾ UniBO, ⁽⁴⁾ PolITO, ⁽⁵⁾ ENEA-UTFISSM-PRONOC

Copia n.
In carico a:

2			NOME			
			FIRMA			
1			NOME			
			FIRMA			
0	EMISSIONE	06/12/11	NOME	G. Grasso	P. Meloni	M. Sepielli
			FIRMA			
REV.	DESCRIZIONE	DATA		REDAZIONE	CONVALIDA	APPROVAZIONE

INDICE

1. INTRODUZIONE	3
1.1 Scopo del presente lavoro.....	3
1.2 Considerazioni preliminari sui presupposti richiesti ai codici	4
2. STATO DELL'ARTE DELLA CODICISTICA A SUPPORTO.....	5
2.1 Codici di neutronica	5
2.1.1 Revisione dei metodi numerici per la soluzione dell'equazione del trasporto dei neutroni in reattori ad acqua.....	6
2.1.2 Lo stato attuale dei modelli numerici impiegati	7
2.2 Rassegna dei codici e degli strumenti di neutronica per reattori ad acqua.....	8
2.2.1 Introduzione.....	8
2.2.2 Strumenti per il calcolo neutronico dei reattori ad acqua	8
2.3 Rassegna dei codici e degli strumenti di termoidraulica per reattori ad acqua	11
2.3.1 Lo stato dell'arte dei codici di termoidraulica.....	11
2.4 Rassegna dei codici e degli strumenti di termomeccanica per reattori ad acqua	16
2.4.1 Progettazione a blocchi del modulo T/M	17
2.4.2 Stato dell'arte dei codici di termomeccanica.....	18
3. CONCLUSIONI	24
3.1 Valutazione di fattibilità.....	24
3.1.1 Considerazioni per la scelta dei moduli.....	24
3.1.2 Confronto con altri codici multifisici di dinamica di nocciolo.....	24
3.2 Conclusioni e raccomandazioni.....	26
BIBLIOGRAFIA	28

1. Introduzione

Il nucleare è probabilmente il campo dell'ingegneria più fortemente legato alla simulazione numerica dei processi, principalmente per via delle difficoltà nell'eseguire esperimenti a tutta scala per verifiche di sicurezza, e per la mancanza di leggi di scala che permettano semplicemente di derivare la rappresentatività degli esperimenti ai sistemi di riferimento.

Il livello di prestazioni raggiunto nel corso degli anni dagli strumenti di supporto alla progettazione dei sistemi nucleari è tale, da aver rallentato – se non arrestato – per molto tempo lo sviluppo e l'innovazione delle procedure di calcolo utilizzate in tali strumenti, rimasti dunque fundamentalmente invariati negli ultimi venti anni. L'arresto nello sviluppo di tali strumenti è anche motivato dal pesante carico di procedure associate alla validazione e qualifica degli strumenti di progettazione dei sistemi nucleari a fronte delle autorità di *licensing*.

Solo di recente, la crescita esponenziale della capacità di calcolo ha stimolato un cambiamento radicale nel settore della codicistica nucleare, tanto in termini di livello di complicazione e dettaglio fisico del problema, quanto di livello di accuratezza dei risultati. Queste nuove possibilità aprono finalmente la strada ad ampi margini di ottimizzazione, con evidenti ricadute in termini di risparmio e guadagno.

L'intera comunità scientifica internazionale è così impegnata in un nuovo largo investimento di risorse dedicate allo sviluppo di metodi e strumenti per una nuova generazione di codici. L'entusiasmo generato dalla disponibilità di risorse di calcolo ha portato anche alla concezione di strumenti multi-fisica, capaci di affrontare simultaneamente le molteplici fenomenologie proprie del funzionamento di un reattore nucleare, in particolare di natura neutronica, termoidraulica e termomeccanica, con un incredibile livello di dettaglio geometrico e materiale esteso all'intero sistema, e non più a sue sotto-porzioni.

Ciononostante, il lungo periodo di stagnazione del settore ha determinato un progressivo venir meno di quella comunità scientifica specializzata e qualificata nello sviluppo di strumenti di calcolo adeguati. I progetti in fase di sviluppo sono così relativamente pochi, caratterizzati dal coinvolgimento di un ampio numero di soggetti. Tra i principali programmi internazionali di ricerca in questo campo si citano:

- i progetti europei (supportati dai Programmi Quadro EURATOM) NURESIM e NURISP;
- l'istituzione del Consortium for Advanced Simulation of LWR's (CASL) negli Stati Uniti.

1.1 SCOPO DEL PRESENTE LAVORO

Sulla scia del diffuso entusiasmo, ed in previsione di un rilancio del programma nucleare nazionale, ENEA – avvalendosi del supporto delle Università specializzate nel settore nucleare – ha deciso di dotarsi di uno strumento per la simulazione della dinamica di reattori ad acqua leggera, che dunque integri modelli di neutronica, termoidraulica e termomeccanica di nocciolo.

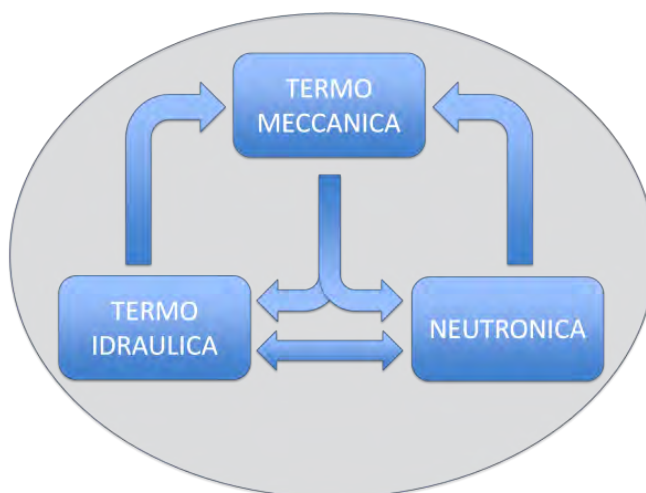


Fig. 1 – Rappresentazione delle mutue interdipendenze tra i moduli dello strumento di analisi dinamica tridimensionale per noccioli di reattori ad acqua.

La valutazione della sicurezza degli impianti nucleari dipende infatti strettamente dalla possibilità di determinare le distribuzioni temporale e spaziale dei campi di temperatura e di flusso del refrigerante – cui corrispondono le temperature delle diverse componenti del sistema, dunque la sua integrità strutturale – con particolare riguardo al nocciolo del reattore.

L'accoppiamento di modelli di neutronica, termoidraulica e termomeccanica tridimensionali può consentire un significativo miglioramento nell'accuratezza con cui simulare fenomeni quali:

- gli eventi dovuti a diluizione locale del boro in reattori ad acqua pressurizzata, evento identificato come potenziale iniziatore di un incidente di reattività anche in condizioni di *shutdown* del reattore quando tutte le barre di controllo siano inserite;
- i transitori di raffreddamento di reattori con un coefficiente di reattività del moderatore fortemente negativo, cui possa far seguito una condizione di re-criticità;
- le instabilità dei reattori ad acqua bollente in condizioni d'impianto al di là delle condizioni operative e della soglia di stabilità.

Per questo motivo, pur essendo stato modificato il quadro di riferimento nazionale, l'opportunità per l'ENEA di dotarsi di un simile strumento di analisi è ancora ritenuta strategica, in vista di un possibile ruolo dell'Agenzia in qualità di *advisor* per questioni di natura tecnico-scientifica della costituenda Agenzia di Sicurezza Nucleare.

Il presente lavoro punta pertanto a valutare la fattibilità di un codice multi-fisica per l'analisi dinamica spaziale del nocciolo di un reattore ad acqua leggera, stanti lo stato dell'arte della codicistica a livello internazionale e le capacità nazionali disponibili allo sviluppo dello stesso.

1.2 CONSIDERAZIONI PRELIMINARI SUI PRESUPPOSTI RICHIESTI AI CODICI

Dal modulo di neutronica si dovrebbe ricavare il profilo radiale e assiale di potenza termica che viene rilasciato nel combustibile. A sua volta il modulo di termomeccanica deve fornire alla neutronica le temperature del combustibile, della guaina e dei materiali strutturali

per poter aggiornare le sezioni d'urto di cattura, fissione, assorbimento e scattering che dipendono da queste temperature. Inoltre dovrebbe fornire le variazioni di geometria (in particolare le frazioni volumetriche) della barretta di combustibile, del canale e dell'elemento di combustibile che possono influenzare il Buckling dei materiali (in termini di densità dei componenti), il cambiamento di dimensione del nocciolo per il Buckling geometrico e l'effetto di espansione differenziale delle barre di controllo rispetto alla posizione del nocciolo (per l'influenza sulla reattività di queste).

Dal modulo di termoidraulica le informazioni necessarie sono essenzialmente le condizioni di scambio termico del termovettore e i campi di pressione, velocità e temperatura, in modo da poter calcolare il profilo di temperatura all'interno della barretta e valutare lo scambio termico nei materiali strutturali. D'altra parte, il modulo della termomeccanica deve fornire i dati delle deformazioni del combustibile e soprattutto della guaina che possono far variare la sezione di passaggio del canale.

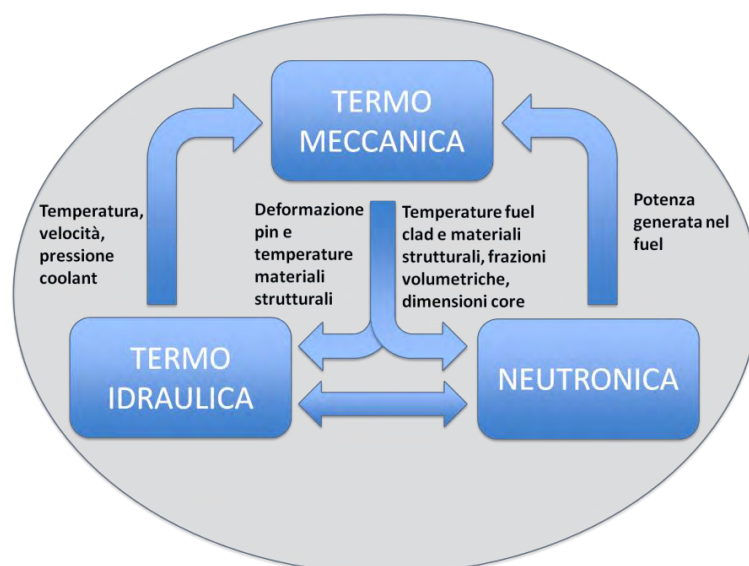


Fig. 2 – Informazioni (input/output) intercorrenti tra i diversi moduli di un codice di dinamica spaziale di nocciolo.

2. Stato dell'arte della codicistica a supporto

Nel seguito si analizzerà lo stato dell'arte della codicistica neutronica, termoidraulica e termomeccanica necessaria allo sviluppo di un codice di dinamica tridimensionale per il nocciolo di un reattore ad acqua.

2.1 CODICI DI NEUTRONICA

L'analisi dello stato dell'arte della codicistica neutronica per reattori ad acqua richiede, preliminarmente, una disamina delle problematiche specifiche di tali reattori, e delle tecniche computazionali adoperate per la loro risoluzione.

2.1.1 Revisione dei metodi numerici per la soluzione dell'equazione del trasporto dei neutroni in reattori ad acqua

Le procedure più comunemente impiegate nei codici sono descritte ed analizzate criticamente, evidenziandone quelli che sono i requisiti ed i benefici del loro impiego in termini di fisica matematica ed algoritmi numerici in essi implementati. Per approfondimenti ed ulteriori dettagli si rimanda all'Allegato^A al presente documento.

Per la rapidità di esecuzione e l'affidabilità dei risultati, ed in particolare in relazione al loro impiego all'interno di più vasti strumenti multi-fisica, i modelli cui si fa comunemente riferimento per la soluzione dell'equazione del trasporto dei neutroni, ai fini della determinazione della densità neutronica in un reattore, sono quelli deterministici.

Se per la progettazione di un reattore nucleare è essenziale conoscere lo stato stazionario della popolazione neutronica, insieme all'autovalore che ne descrive la moltiplicazione, ai fini dell'analisi dinamica del sistema sono necessarie valutazioni dipendenti dal tempo, che si articolano – in funzione delle fenomenologie di cui è richiesta la modellazione – attraverso scale temporali largamente differenti:

1. la brevissima scala temporale che intercorre tra due generazioni di neutroni;
2. la più ampia scala temporale che caratterizza i tempi di trasmissione del calore e di risposta termomeccanica dei diversi elementi nel sistema.

Il problema è ulteriormente complicato dal fatto che l'emissione di neutroni ritardati agisce su tempi comparabili con quelli delle risposte termomeccaniche del sistema, così come alcune risposte termodinamiche avvengono in tempi comparabili con quelli della moltiplicazione neutronica. Queste problematiche differenziano pertanto gli approcci per la soluzione di problemi dipendenti dal tempo da quelli, richiesti per la soluzione del problema statico, da cui questi sono ricavati.

Peraltro, l'approccio classico per la soluzione del problema statico si articola secondo una successione di passi, finalizzati alla definizione della soluzione del problema su scale spaziali via via crescenti, dalla singola barretta di combustibile, ad un singolo elemento, all'intero nocciolo (Figura 3). Il disaccoppiamento del problema spaziale è motivato dall'impossibilità di preservare lo stesso livello di descrizione eterogenea del sistema su dimensioni tipiche di un intero nocciolo. In questo modo, invece, i fenomeni fisici sono tra loro disaccoppiati, risolti contestualmente al problema relativo alla scala spaziale che li caratterizza e – attraverso un processo di condensazione per omogeneizzazione – preservati nel passaggio al livello descrittivo superiore.

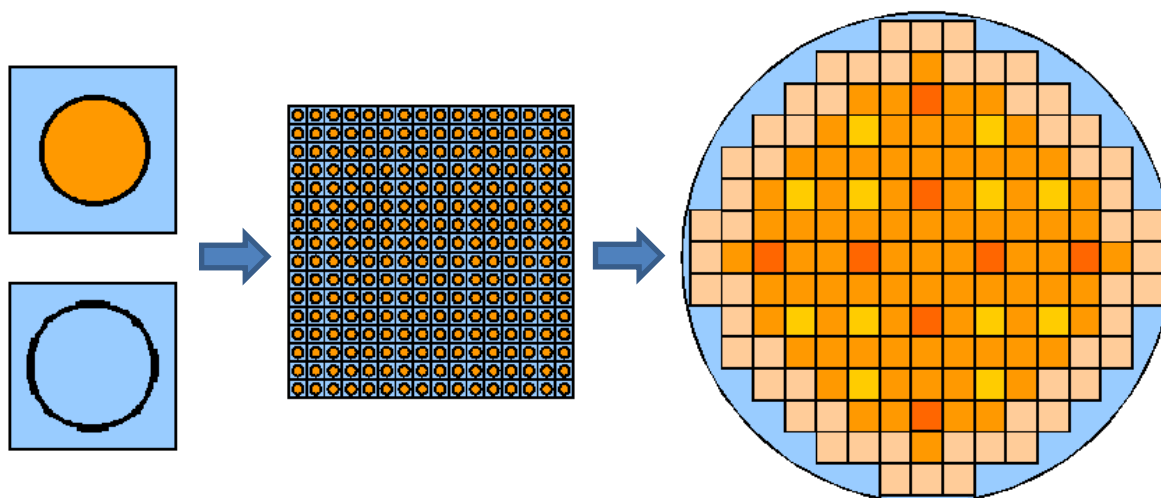


Fig. 3 – Successione degli step di calcolo di un tipico codice deterministico per l’analisi di nocciolo di un reattore ad acqua.

Per quanto questo tipo di procedura sia stata ampiamente provata, dimostrandosi soddisfacente ai fini ingegneristici di progetto, non risulta adatta per lo sviluppo di uno strumento multi-fisico di analisi di reattore: la successione di omogeneizzazioni spaziali impedisce infatti, durante il calcolo di reattore, di risalire con esattezza alla potenza generata a livello di singola barretta di combustibile, informazione invece essenziale per ricavare i dati necessari alle analisi termoidrauliche di sicurezza.

Per di più, l’approccio al problema dinamico impone la soluzione di una successione di problemi, ciascuno dei quali equiparabile ad un problema statico a sé stante: è dunque evidente la necessità di strumenti robusti e rapidi di soluzione dell’equazione del trasporto, bilanciando la precisione richiesta ai risultati con il dispendio di tempo di calcolo.

Questo problema può essere superato attraverso l’adozione di opportuni modelli [All. 1] che permettono di ricostruire lo schema di deposizione della potenza, stratificando le informazioni locali ricavate durante la soluzione dei singoli problemi affrontati in ciascuno degli step di descrizione eterogenea del problema. In tali condizioni, può rendersi necessario fare ricorso a modelli e tecniche di simulazione completamente diversi, come il metodo delle caratteristiche o attraverso l’uso degli elementi spettrali [All. 1].

Una valida alternativa può essere rappresentata dalle tecniche di separazione, che permettono di raggiungere risultati accurati, pur con sforzi computazionali ragionevoli. L’interesse intorno a tali metodi ne ha determinato, recentemente, una fase di rapida evoluzione, facendo di questi strumenti interessanti candidati per l’impiego in codici multifisici di dinamica spaziale.

2.1.2 Lo stato attuale dei modelli numerici impiegati

Le caratteristiche (dunque i “desiderata”) dei moduli di neutronica per tali strumenti sono:

- una risoluzione spaziale a livello di singola barretta di combustibile, se non addirittura estesa a livello di porzione di barretta, per la valutazione di grandezze di interesse per l’ottimizzazione dei livelli di burn-up raggiungibili dal sistema, così come la valutazione della distribuzione spaziale della formazione di Plutonio ed altri Attinidi;

- una risoluzione energetica estremamente fine, che consenta di ridurre gli errori associati all'autoschermo, propagati attraverso le procedure di omogeneizzazione;
- l'introduzione di modelli di trasporto ad alto ordine al posto degli attuali moduli di diffusione.

Quest'ultimo punto richiede uno sforzo interdisciplinare per il superamento dei limiti – fisici o numerici che siano – che affliggono tali modelli. Se le approssimazioni PN e SN sono tecniche standard, ben consolidate, sono altrettanto noti i limiti loro intrinseci. In particolare, la tecnica delle ordinate discrete è affetta da problemi di ray-effects in problemi multidimensionali, cosicché possa diventare arduo simulare fenomeni di scattering fortemente anisotropo. Per questo motivo un vasto lavoro è in corso per superare tali problemi attraverso l'evoluzione di tale metodo in quello cosiddetto agli elementi finiti angolari. D'altro canto, la tecnica delle armoniche sferiche – esente dal ray-effect – risulta particolarmente complicata da utilizzare nel caso di ordini di sviluppo elevati. Anche l'adozione di una tecnica semplificata – SPN – dimostra problemi di convergenza alla soluzione corretta dell'equazione del trasporto.

Numerose alternative sono pertanto in fase di studio, inclusi modelli ibridi, come nel caso di un metodo bidimensionale alle caratteristiche, accoppiato con un modello monodimensionale di diffusione o SPN. Anche modelli ibridi deterministici-stocastici, tanto in spazio che in energia, sono al vaglio, prevedendo un modulo deterministico ad accelerare la convergenza del modulo stocastico gemello.

2.2 RASSEGNA DEI CODICI E DEGLI STRUMENTI DI NEUTRONICA PER REATTORI AD ACQUA

2.2.1 Introduzione

Sono di seguito analizzati alcuni strumenti di calcolo disponibili a livello di librerie di codici e dati (rif.: Radiation Safety Information Computational Center, RSICC-ORNL, Nuclear Energy Agency, OECD-NEA Data Bank), dando conto anche di alcuni strumenti di tipo commerciale. Per questi ultimi si vuole porre l'attenzione sul costo di utilizzo, che dipende praticamente in misura inferiore dalla licenza rispetto ai costi di realizzazione e messa a punto delle opportune librerie di dati nucleari. Questa, d'altra parte, è una delle ragioni per cui ci si affida sempre più spesso a codici di tipo Monte Carlo che, per loro natura, sono più facilmente in grado di gestire direttamente le librerie "grezze" o preparabili con poca fatica.

2.2.2 Strumenti per il calcolo neutronico dei reattori ad acqua

Nell'analisi degli strumenti più avanzati a disposizione per il calcolo neutronico dei reattori ad acqua, particolare attenzione è stata posta all'aspetto dell'utilizzabilità della potenza di calcolo disponibile, e quindi della parallelizzabilità effettiva di metodi e necessità di accesso alle strutture dati. Si ritiene infatti che la rapidità di esecuzione diventi il fattore discriminante quando si esaminino candidati da integrarsi in un codice di dinamica, ovvero il cui uso sarà richiesto svariate volte durante l'evoluzione temporale del fenomeno da osservare.

I codici esaminati sono elencati in Tabella I insieme ad altri, esclusi dalla presente rassegna perché ritenuti obsoleti o penalizzanti ai fini dello sviluppo di uno strumento di dinamica.

Tab. I.- Tabella dei codici partecipanti al benchmark C5.

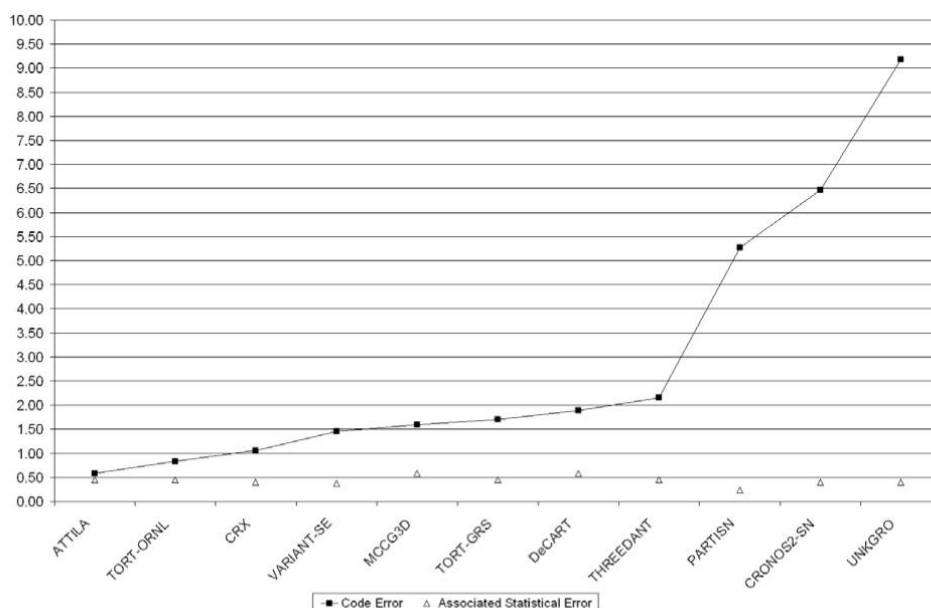
Code names	Angular approximation	Spatial approximation
CRONOS2-SN	Discrete ordinates	Finite element method
TORT-GRS	Discrete ordinates	Cartesian finite differences, linear spatial differencing
THREEDANT	Discrete ordinates	Spatial Cartesian mesh with linear spatial differencing
DeCART	Method of characteristics-2-D diffusion-1-D	Flat source arbitrary spatial mesh
CRX	Method of characteristics-2-D S_N -1-D	Flat source arbitrary spatial mesh
MCCG3D	Method of characteristics	QSD-Linear arbitrary spatial mesh
UNKGRO	Method of characteristics with stochastic rays	Flat source arbitrary spatial mesh
VARIANT-SE	Nodal spherical harmonics	Finite element method
PARTISN	Discrete ordinates	Spatial Cartesian mesh, diamond differencing
ATTLA	Discrete ordinates	Unstructured tetrahedral mesh with linear discontinuous spatial differencing
TORT-ORNL	Discrete ordinates	Cartesian finite differences, linear spatial differencing

- **DENOVO**: è il modulo di trasporto deterministico del sistema di codici SCALE 6.1. Pensato inizialmente non “per sé”, ma piuttosto ai fini di un opportuno bias di un codice MC (MONACO), di fatto – complementato da un altro modulo SCALE, MAVRIC – sta acquisendo vita propria per calcoli neutronici. DENOVO è così destinato a sostituire TORT come codice di riferimento presso l’ORNL.
- **PARTISN**: il codice PARallel Time-dependent SN, è un codice deterministico multidimensionale per l’equazione del trasporto (2-D o 3-D, sia in geometria cartesiana, sia in geometria cilindrica (r-z-theta), alti ordini di anisotropia dello scattering, condizioni al contorno di vuoto, riflessione, periodiche, di sorgente, ...), multigruppo, alle ordinate discrete, anche con dipendenza temporale ed anche con sezioni d’urto variabili nel tempo. La possibilità di parallelizzazione è implementata grazie ad una decomposizione spaziale bidimensionale ed uno schema MPI. Schema di input classico (FIDO) o sue varianti. Il codice necessita di librerie di sezioni d’urto secondo lo schema (ANISN) ISOTXS (file binario ordinato per isotopi) o GRUPXS (file binario ordinato per gruppi).
- **PENTRAN™**: è un codice scritto in FORTRAN-90, nato nel 1996 ed attualmente rilasciato con licenza commerciale. Può essere considerato l’erede di codici classici, quali TWOTRAN-II, THREEDANT, DORT e TORT. Testato su macchine parallele (IBM, CRAY) e su cluster di PC (classe “Beowulf”: piccole reti di PC con BSD, Linux o Solaris). Inizialmente sviluppato per dimostrare la scalabilità di un codice di trasporto in 3-D e quindi progettato esplicitamente per un ambiente di calcolo parallelo in termini di strategie di decomposizione del problema, load balancing, ecc. Utilizza il metodo delle ordinate discrete. Nel dettaglio risolve iterativamente il problema in 3-D, con schemi energetici multigruppo e con scattering anisotropo approssimato mediante i polinomi di Legendre, con approssimazione SN rispetto alla quadratura angolare, simmetrizzata. Utilizza in input il sistema input FIDO free format, condizioni al contorno di vuoto o con

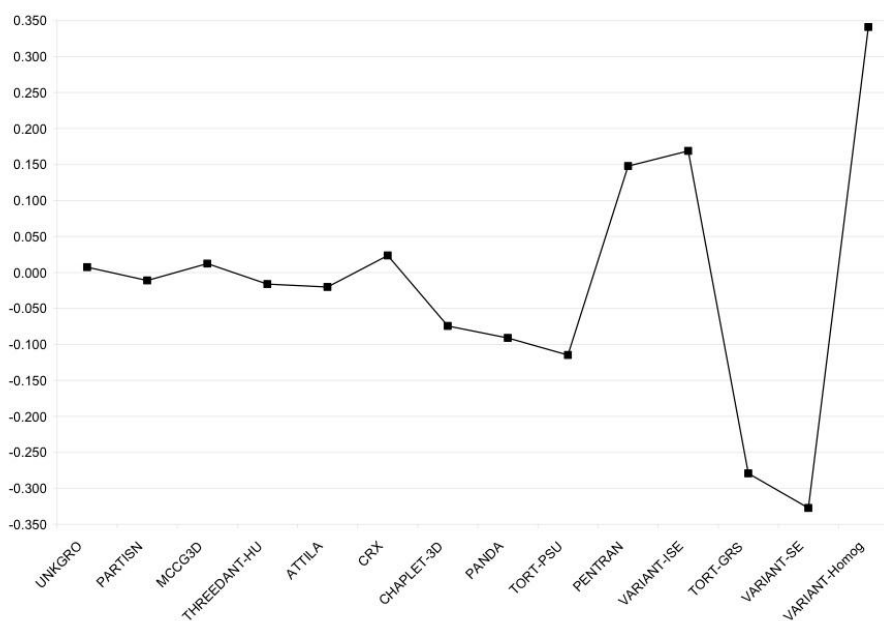
riflessione. Possibilità di sorgenti piane o volumetriche, flusso incidente variabile in spazio, angolo ed energia. Mesh variabili, tecniche di accelerazione numerica (direzioni alternate, ecc.). Utilizza librerie MPI.

- **ATTILA™**: è un codice, inizialmente sviluppato a Los Alamos ma ora commerciale, agli elementi finiti in grado di simulare con la tecnica delle ordinate discrete il trasporto di particelle neutre e cariche in geometria 3-D, interfacciandosi con input di origine CAD (Solid Works, Pro/Engineer, ecc.). Utilizza elementi finiti bilineari in 2-D, e lineari in 3-D, utilizzando per la creazione della griglia ICM CFD Engineering Quad. Il codice è attualmente (come strumento di validazione indipendente) utilizzato per le verifiche di licensing della Canadian Nuclear Safety Commission (CNSC) dal punto di vista dell'applicazione a diversi tipi di reattori (CANDU, LWR, reattori di ricerca).
- **APOLLO**: il codice (arrivato alla versione 2.8), sviluppato a partire dal 1983 dal CEA è il risultato di una 'joint-venture' fra CEA, EDF e Framatome. Risolve l'equazione di Boltzmann per i neutroni sia in forma integrale, grazie al metodo delle probabilità di collisione, sia in forma differenziale con il metodo delle caratteristiche basato sull'approssimazione alle ordinate discrete. Come codice di cella accoppiato con CRONOS2 (elementi finiti) è un sistema equivalente a quelli precedentemente analizzati. I dati relativi a portabilità e scalabilità non sono tuttavia adeguatamente disponibili e confrontabili.

Per uniformare il confronto tra i diversi strumenti di calcolo si è fatto riferimento ai risultati conseguiti da tali codici nei benchmark periodicamente lanciati dalla OECD-NEA. Nelle Figure 4 e 5 sono mostrati i risultati ottenuti dai codici durante l'esecuzione del benchmark "2D-3D MOX" (Fig. 4) e della sua versione "MOX 3D extended" (Fig. 5) per quanto concerne il calcolo della potenza depositata nella singola barretta e la valutazione della reattività del sistema test a fronte di inserimento di una barra di controllo.



**Fig. 4 – Risultato del benchmark “2D-3D MOX”:
errore percentuale massimo sulla potenza della pin.**



**Fig. 5 – Risultato del benchmark “MOX 3D extended”:
errore percentuale sull’autovalore a barra di controllo estratta.**

2.3 RASSEGNA DEI CODICI E DEGLI STRUMENTI DI TERMOIDRAULICA PER REATTORI AD ACQUA

Sono nel seguito riportate alcune considerazioni (per maggiori dettagli si rimanda all’Appendice C) sullo stato dell’arte degli strumenti a disposizione per l’analisi termoidraulica di reattori ad acqua, spaziando dai codici di sistema a quelli a sottocanal.

Per quanto la Fluidodinamica Computazionale (CFD) – essendo uno strumento assestato nella progettazione industriale di sistemi non-nucleari per ridurre i tempi di progettazione e per offrire una valida ed economica alternativa ai test di scala – abbia suscitato notevoli interessi anche nel settore nucleare (gli strumenti tipicamente adottati per le valutazioni di sicurezza non consentendo di apprezzare effetti fini dei campi di flusso tridimensionali o fenomeni di mescolamento in geometrie complesse), la mancanza di validazioni solide dei metodi in essi implementati li rende oggetto di una ancora profonda diffidenza. Per questo motivo, in questa rassegna, saranno omessi i riferimenti a strumenti della tipologia dei codici CFD, pur rimandando il lettore interessato all’Appendice C per dettagli.

2.3.1 Lo stato dell’arte dei codici di termoidraulica

In funzione dello scopo per cui vengono effettuate – che ne determina il livello di sofisticazione – le analisi termoidrauliche sono affrontate secondo un approccio conservativo o *best-estimate* (BE). Il primo è tipicamente impiegato nelle analisi di supporto al licensing eseguite dalle autorità di sicurezza, in quanto tutte le possibili fonti di incertezza sono trattate con un margine di sicurezza cautelativamente esasperato nel senso della conservatività. I risultati di queste analisi, dunque, non forniscono indicazioni precise circa le reali condizioni del sistema, né degli effettivi margini di incertezza/sicurezza.

Una filosofia esattamente opposta è implementata nei codici BE, in cui le fenomenologie termoidrauliche sono simulate con la maggior accuratezza possibile. Anche la stima dei margini di incertezza è effettuata in modo rigoroso, propagando le incertezze proprie di ogni modello

2.3.1.1.1 RELAP5/MOD3

RELAP5 (Reactor Excursion and Leak Analysis Program) è un codice di sistema per reattori ad acqua sviluppato per la U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC) allo scopo di eseguire verifiche di licensing o valutazioni delle linee guida per le procedure degli operatori. Ciononostante, RELAP5 è un codice fortemente generico, che può essere impiegato anche per la simulazione di un'ampia varietà di transitori idraulici e termici in sistemi nucleari e non, in cui siano previsti mix di vapore, acqua, incondensabili e soluti.

RELAP5 è sviluppato secondo una logica modulare, le singole procedure essendo a loro volta isolate in subroutine separate. La struttura di più alto livello, mostrata in Figura 7, consiste di un blocco di input (INPUT), uno per l'analisi degli stati stazionari e transitori (TRNCTL) ed uno di output (STRIP). Il primo processa il file di input, verificandone la consistenza, e prepara i pacchetti di dati per i moduli esecutivi del programma; il secondo esegue le simulazioni vere e proprie mentre il terzo estrae i dati delle simulazioni per la loro visualizzazione grafica o per il passaggio ad altri codici.

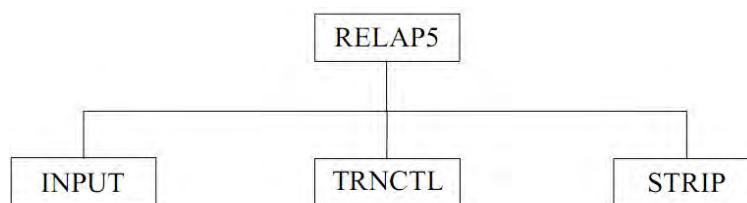


Fig. 7 – Struttura di alto livello di RELAP5.

Per una descrizione più dettagliata del codice RELAP5 si rimanda all'Appendice C.

2.3.1.1.2 TRACE v5

TRACE, in precedenza chiamato TRAC-M, è l'ultimo di una serie di avanzati codici di sistema BE sviluppato dalla U.S.-NRC (con il coinvolgimento di Los Alamos National Laboratory, Integrated Systems Laboratory (ISL), la Pennsylvania State University (PSU) e la Purdue University) con l'obiettivo di analizzare il comportamento neutronico/termoidraulico di reattori ad acqua leggera durante transitori operativi e scenari di incidenti. Il codice è il risultato della fusione delle capacità di molti codici U.S.-NRC, quali PF1-TRAC, TRAC-BF1, RELAP-5 e RAMONA.

Il codice TRACE adotta un approccio basato sui componenti per la modellazione di un reattore. Ogni pezzo fisico delle attrezzature presenti lungo un circuito può essere rappresentato come un certo tipo di componente, che a sua volta può essere ulteriormente nodalizzato in un certo numero di volumi fisici su cui si basa la media dei parametri delle equazioni del fluido, della conduzione e cinetica, set di equazioni fondamentalmente analoghe a quelle implementate in RELAP5

Gli schemi numerici adottati TRACE sono principalmente due: una tecnica semi-implicita di differenziazione nel tempo, necessaria per le equazioni di trasferimento del calore, ed il metodo di default di rafforzamento della stabilità a due passaggi (Stability Enhancing Two-Step, SETS, method) per le equazioni di fluido-dinamica. Il metodo SETS ha il vantaggio di evitare i limiti di stabilità di Courant sul passo di discretizzazione temporale, ma lo svantaggio di una relativamente elevata diffusione numerica; una condizione esattamente speculare si presenta invece per il metodo semi-implicito.

Va sottolineato che il codice TRACE, da solo, non è appropriato per la simulazione di transitori in cui si verificano grandi variazioni asimmetriche della potenza del reattore, come nel caso di espulsione spuria di una barra di controllo, a causa del modello di cinetica puntiforme in esso implementato.

2.3.1.1.3 ATHLET Mod 2.2 Cycle A

Il codice ATHLET (Analysis of THERmal-hydraulics of LEaks and Transients) è sviluppato dal Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) per l'analisi di transitory anticipate o anormali d'impianto, per piccole o medie perdite così come nel caso di vaste rotture in reattori ad acqua.

Lo scopo è quello di poter coprire l'intera panoramica di Design Basis e Beyond Design Basis Accidents (senza danneggiamento al nocciolo) per reattori ad acqua pressurizzata e bollente con un singolo codice.

La struttura di ATHLET è modulare, ogni modulo essendo dedicato al calcolo di un diverso fenomeno proprio dell'esercizio di un reattore ad acqua:

- Termo-fluido dinamica (TFD);
- Trasferimento del calore e conduzione del calore (HECU);
- Cinetica neutronica (NEUKIN);
- Modulo generale di controllo della simulazione (GCSM).

ATHLET mette inoltre a disposizione una interfaccia generale per l'accoppiamento di ulteriori moduli indipendenti senza dover intervenire sulla struttura generale del codice. Anche la descrizione del sistema avviene secondo una logica modulare, in cui diversi thermo-fluid dynamic objects (TFOs) sono combinati a descrivere una rete rappresentativa del sistema. Tutti i TFO sono catalogati secondo tre tipologie:

- oggetti *tubazione*,
- oggetti *giunzione*,
- oggetti *speciali*;

mediante le quali è possibile rappresentare qualsiasi tipologia di circuito o impianto.

2.3.1.1.4 CATHARE-2 V2.5

Lo sviluppo del codice Cathare2 (Code for Analysis of Thermal-Hydraulics during an Accident of Reactor and safety Evaluation) fu iniziata nel 1979 grazie allo sforzo congiunto di CEA, IRSN, EDF e FRAMATOME-ANP, allo scopo di ottenere uno strumento per:

- analisi BE di sicurezza per transitori incidentali in reattori ad acqua pressurizzata;
- quantificare conservativamente i margini di sicurezza;
- investigare le procedure di gestione dell'impianto in condizioni operative ed accidentali;
- l'analisi d'impianto in modalità simulatore educativo, fornendo risultati in tempo reale.

L'applicabilità di tale codice è limitata a transitori durante i quali non si verificano danni significativi al nocciolo. Il codice è pertanto basato su un modello a sei equazioni per due fluidi, cui si aggiungono specifiche equazioni per gas incondensabili (quali azoto, idrogeno, aria e argon), ed un apposito modello per composti non volatili quali il boro.

Cathare2 ha una struttura modulare, in cui diversi moduli possono essere assemblati per rappresentare i circuiti primario e secondario di qualsiasi reattore o facility sperimentale. Ulteriori dettagli sul codice possono essere reperiti in Appendice C.

2.3.1.1.5 MARS

Il codice MARS (Multi-dimensional Analysis of Reactor Safety) è stato sviluppato dal Korean Atomic Energy Research Institute (KAERI) per l'analisi di sistema multidimensionale termoidraulica di transitori in reattori ad acqua. È un sistema versatile per valutazioni di licensing o di procedure d'operatore.

Lo sviluppo di MARS è stato organizzato in tre fasi. La prima, culminata con il rilascio di MARS 1.x, è stata finalizzata allo sviluppo di un codice base che fungesse da quadro di riferimento per analisi termoidrauliche multidimensionali di sistema. MARS 2.x è quindi stato sviluppato come codice consolidato per l'analisi multidimensionale accoppiata termoidraulica e neutronica di nocciolo, sistema primario e contenimento. L'ultimo passo ha condotto al rilascio di MARS 3.x, codice multi-purpose per l'analisi termoidraulica di nuove tipologie di reattori avanzati.

2.3.1.2 I codici di sottocanale

I codici di questa tipologia sono utilizzati per analizzare la distribuzione di flusso all'interno di un elemento di combustibile o per la modellazione di più componenti nel nocciolo. Nello specifico, trovano applicazione per il calcolo termoidraulico delle singole barrette nell'elemento attraverso la decomposizione del dominio in più canali disposti in parallelo (Figura 8), in ciascuno dei quali sono studiate le proprietà fondamentali del refrigerante, quali temperatura, densità e pressione a diverse quote, in funzione delle differenti condizioni termiche e idrauliche esistenti fra i singoli canali. I modelli implementati in questi codici consentono inoltre di considerare lo scambio di materia tra canali adiacenti, oltre ad includere – tipicamente – un modello 3D per il flusso bifase, modelli 1D per le singole barrette e modelli dettagliati di scambio termico tra la guaina delle barrette e il refrigerante.

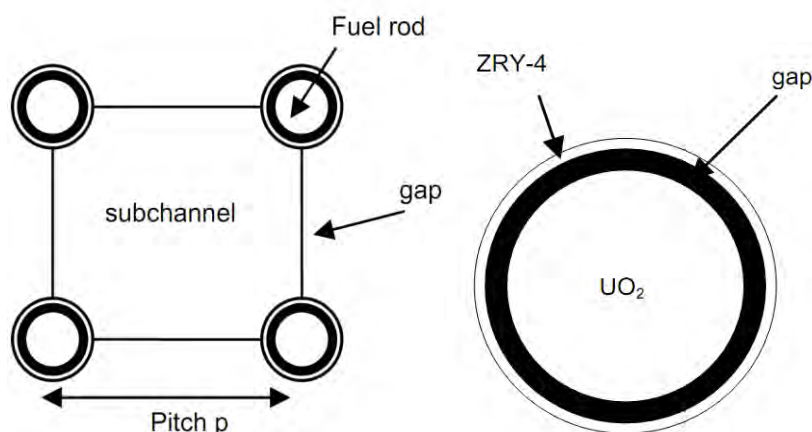



Fig. 8 – Schema di un sottocanale e di una barretta di combustibile.

2.3.1.2.1 COBRA-EN

Il codice COBRA-EN è stato sviluppato come aggiornamento del codice COBRA-3C/MIT degli anni '80. La nuova versione, che integra modelli per l'analisi statica e di transitorio, è stata

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	PAR2010-CIRTEN-LD1-028	0	R	16	28

ampiamente utilizzata per la verifica del progetto tanto del SBWR quanto del AP600 durante le fasi di analisi di sicurezza per incidenti con transitori di reattività.

I modelli teorici su cui poggia il codice sono un Modello di Campo di Flusso, per descrivere i flussi di liquido e vapore nel sistema attraverso equazioni di conservazione della massa, della quantità di moto e dell'energia nelle direzioni assiale e laterale; ed un Modello di Trasmissione del Calore, col quale sono trattati i flussi termici nelle barrette di combustibile e all'interfaccia barretta-refrigerante.

2.3.1.2.2 *VIPRE-W*

Il codice VIPRE-W è la versione Westinghouse del codice VIPRE-01, sviluppato col supporto della Electric Power Research Institute (EPRI). VIPRE-01 fu sviluppato a partire da diverse versioni del codice COBRA da parte dei Battelle Pacific Northwest Laboratories.

Il codice VIPRE-W è attualmente utilizzato per diverse analisi termoidrauliche di rischio e di sicurezza per il nocciolo, in particolare per reattori PWR, anche se include funzioni aggiuntive (rispetto alla versione VIPRE-01) specifiche per l'ottimizzazione in fase di progettazione.

VIPRE-W risolve le equazioni di conservazione della massa, della quantità di moto (assiale e laterale) e dell'entalpia per una miscela bifase. La fase di solo vapore può essere calcolata alternativamente a partire da una relazione costitutiva, o introducendo una ulteriore equazione per la conservazione della massa, ed un termine correttivo di scivolamento nell'equazione della quantità di moto della miscela.

Per quanto concerne il mescolamento tra sottocanali, VIPRE-W integra due modelli: uno di dispersione dei flussi trasversi, ed uno di mescolamento turbolento. Nel primo il trasferimento di massa da un sottocanale a quello adiacente avviene in funzione del gradiente di pressione tra i due; nel secondo, invece, sono applicabili diversi modelli di turbolenza che determinano la quota parte di flusso che sconfinava da un sottocanale a quelli adiacenti. Ulteriori dettagli possono essere reperiti in Appendice C.

2.3.1.2.3 *FLICA-OVAP*

Il codice FLICA-OVAP è stato sviluppato dal CEA come strumento avanzato di analisi termoidraulica di flussi bifase secondo un approccio a sottocanali pienamente 3D. Per aumentare la flessibilità dello strumento all'applicazione a più sistemi, la piattaforma comprende diversi modelli, alternativamente utilizzabili, tra i quali: un modello di Equilibrio Omogeneo, un modello di flusso di deriva, un modello a due fluidi ed un modello generico multi-campo, con un numero variabile di campi tanto per la fase liquida quanto per quella di vapore.

2.4 RASSEGNA DEI CODICI E DEGLI STRUMENTI DI TERMOMECCANICA PER REATTORI AD ACQUA

Un codice multifisico che si prefigge l'obiettivo di studiare e analizzare il comportamento dinamico tridimensionale di un reattore ad acqua leggera, oltre ai fenomeni fisici che riguardano la neutronica e la termoidraulica, deve trattare anche la modellizzazione del comportamento termomeccanico di nocciolo e in particolar modo della barretta di combustibile. Infatti la distribuzione termica all'interno della barretta e nei materiali strutturali e il cambiamento di geometria dovuta a variazioni di densità e sforzi, costituiscono una retroazione fondamentale per la dinamica del reattore.

Le fenomenologie che devono essere considerate in un modulo di termomeccanica, inserito in un codice multifisico che studi il comportamento dinamico di un reattore ad acqua leggera, sono varie e alquanto complesse. In primo luogo si deve ragionare nell'ottica di un accoppiamento con altri moduli (neutronica e termoidraulica) e per cogliere gli aspetti termomeccanici del nocciolo e della barretta di combustibile i principali comportamenti da modellizzare sono fondamentalmente due: lo scambio termico all'interno della barretta, in particolare la distribuzione di temperatura nel combustibile e nella guaina, e la descrizione del campo di sforzi e deformazioni a seguito di carichi meccanici e termici. Per quanto riguarda lo stato di sforzo e deformazione, per gli scopi dinamici che si prefigge il modello generale è inizialmente possibile affrontare la descrizione con un modello di elasticità lineare; il modulo potrà essere successivamente raffinato introducendo altri aspetti meccanici quali la plasticità, lo scorrimento viscoso, lo swelling, l'insorgenza di cricche o altri effetti non lineari.

Tuttavia per una rappresentazione complessiva del nocciolo di un reattore è necessario tenere in considerazione non solo le interazioni che riguardano la singola barretta ma anche i materiali strutturali presenti quali supporti, griglie spaziatrici, ecc. Questo è dovuto alla necessità di poter studiare l'espansione radiale e assiale del nocciolo che permetterà al modulo di neutronica di calcolare le controreazioni dovute al cambio di geometria. Questo effetto di retroazione neutronica è sicuramente secondario in un reattore ad acqua leggera (dove sono più importanti effetti quali Doppler o variazioni della densità del moderatore/termovettore) rispetto ad un reattore con spettro veloce in cui i cambiamenti radiali e assiali influiscono in modo più consistente nell'economia neutronica. Nonostante ciò per una descrizione corretta del problema, è un effetto da non tralasciare, soprattutto a causa dell'inserzione di reattività dovuta alla variazione geometrica del posizionamento delle barre di controllo.

L'analisi di alcuni effetti come l'insorgenza di cricche, fessurazioni, ristrutturazione, densificazione, rigonfiamento, coalescenza, deformazione visco-plastica non è strettamente necessaria all'interno di un modulo di termomeccanica inserito in un codice di simulazione dinamica. Per questi scopi sono necessari alcuni dati di input, all'inizio della simulazione, per una corretta valutazione dello stato della barretta di combustibile (informazioni sulla situazione isotopica e/o sulla situazione geometrica) ottenibili da codici di bruciamento o fuel performance. In un secondo momento si potrebbe valutare lo sviluppo di un modulo aggiuntivo che simuli le condizioni della barretta precedenti al transitorio in cui tutti gli effetti descritti verrebbero valutati al fine di dare una più accurata e realistica modellizzazione del comportamento della struttura.

2.4.1 Progettazione a blocchi del modulo T/M

In Figura 9 è rappresentata una possibile progettazione concettuale del modulo di termomeccanica per quanto riguarda la barretta di combustibile. Un analogo schema è applicabile ai materiali strutturali.

Inizialmente vengono acquisiti i dati di input provenienti dagli altri blocchi ovvero la potenza del nocciolo rilasciata nel combustibile per quanto riguarda la neutronica e le condizioni di scambio termico nel termovettore (pressione, temperatura e velocità) per quanto riguarda la termoidraulica. Inoltre per il modulo sono necessari alcuni parametri di composizione isotopica e caratterizzazione geometrica che possono essere calcolati come input da programmi di bruciamento e fuel performance o da un modulo dedicato allo studio delle condizioni della barretta precedenti al transitorio.

Il primo passaggio consiste nel calcolo delle temperature di guaina e del combustibile, considerando l'effetto della distribuzione della temperatura nell'intercapedine. Questa subroutine dovrà acquisire i dati da una libreria in cui saranno caricati i parametri fisici e termici in funzione della temperatura o altri fattori che possono influenzare tali valori.

Successivamente si calcola attraverso un modello di elasticità lineare lo stato di sforzo e deformazione del combustibile e guaina, interagendo sempre con la libreria dati per i parametri meccanici. Trovata la soluzione questa deve essere retroazionata al blocco del calcolo delle temperature in modo da trovare convergenza tra temperatura e deformazioni risolvendo il problema termoelastico.

Una volta trovata la convergenza a questo problema, una subroutine calcola la variazione della pressione dei gas di fissione, la variazione della conduttanza dell'intercapedine e la sua eventuale chiusura che comporterebbe un diverso approccio nella trattazione dello scambio termico e della deformazione basata sui punti di contatto tra combustibile e guaina.

Queste informazioni a loro volta dovranno essere riprese in considerazione dalle altre subroutine affinché l'errore residuo non sia al di sopra di un certo valore prestabilito. Una volta completato il passo temporale, i risultati fondamentali del modulo della termomeccanica (temperature e variazioni geometriche) verranno inviati ai moduli che interessano la neutronica e la termoidraulica.

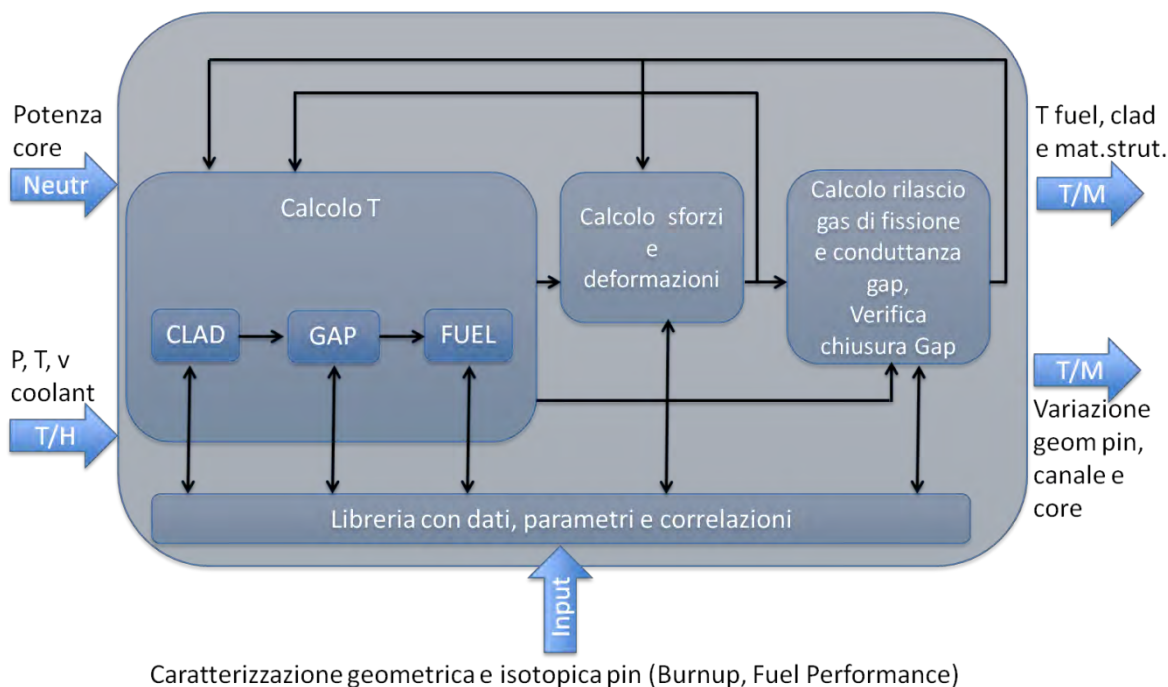


Fig. 9 – Diagramma concettuale a blocchi del modulo di termomeccanica.

2.4.2 Stato dell'arte dei codici di termomeccanica

Di seguito viene proposta una descrizione di due codici disponibili commercialmente che possono costituire la base dello sviluppo del modulo di termomeccanica. Inoltre vengono descritti due moduli di termomeccanica accoppiati all'interno di codici di carattere generale per lo studio del comportamento dinamico di noccioli per reattori nucleari sviluppati in due diversi centri di ricerca. Infine, viene proposto un modulo di termomeccanica accoppiato con

neutronica e termoidraulica in un ambiente multifisico ad hoc. Nel caso dei codici accoppiati vengono portati, a titolo esemplificativo, progetti che sono focalizzati su reattori a spettro veloce, in quanto proprio in questi sistemi la parte termomeccanica riveste un ruolo decisivo sia nel bilancio neutronico sia nella parte termoidraulica. L'approccio utilizzato in questi esempi può altresì essere applicato senza problemi a reattori ad acqua leggera.

2.4.2.1 Codici commerciali

2.4.2.1.1 ABAQUS

ABAQUS è un programma avanzato di analisi agli elementi finiti non lineari (FEA) per lo studio della risposta strutturale, degli sforzi e della trasmissione del calore in ambiente ingegneristico. Il codice implementa il metodo degli elementi finiti per risolvere l'equazione non lineare della termomeccanica in una, due o tre dimensioni usando elementi lineari o quadratici. ABAQUS è in grado di eseguire calcoli multiprocessore. ABAQUS permette l'implementazione di routine e modelli create dall'utente (attraverso il linguaggio FORTRAN) per modificare il codice e introdurre nuove fenomenologie descrittive del comportamento termomeccanico della barretta di combustibile e dei materiali strutturali.

Questo software è alla base di un codice di termomeccanica sviluppato all'INL (BISON), che ha come obiettivo lo studio multifisico del comportamento della barretta di combustibile (combustibile e guaina) durante condizioni stazionarie e di transitorio. In questo codice la temperatura e gli spostamenti sono risolti in modo accoppiato e un algoritmo è dedicato alla modellizzazione del contatto pastiglia-guaina. Inoltre modelli studiati appositamente sono stati inseriti per gestire l'elasticità (anisotropa e isotropa), l'espansione termica, la plasticità e lo scorrimento viscoso.

Per quanto riguarda l'accoppiamento con altri codici, ABAQUS salva l'output in un database (*.odb) per ogni step temporale.


2.4.2.1.2 ANSYS®

ANSYS® è un programma di analisi agli elementi finiti e in particolare ANSYS®/Mechanical viene usato per risolvere problemi strutturali e meccanici, termici e di scambio termico. La divisione in elementi finiti permette al risolutore di generare una soluzione per ogni elemento che a sua volta verrà combinato per creare una soluzione globale. Inoltre ANSYS®/Mechanical offre la possibilità di gestire dei moduli di analisi e grafica per lo studio del problema.

All'interno del modulo esiste la possibilità di accoppiare il problema termico con quello meccanico, creando un modello termoelastico capace di sviluppare analisi statiche e dinamiche (transitori in tempo e analisi in frequenza).

In un'ottica di accoppiamento di codici, ANSYS® crea in output dei file binari per salvare i dati durante l'analisi. Lo sforzo necessario per accoppiare ANSYS® ad altri codici consiste nel creare un programma che interpreti i dati binari di ANSYS® e li manipoli in modo da renderli utilizzabili agli altri codici di neutronica e termoidraulica. Nel programma sono già presenti delle routine modificabili in linguaggio FORTRAN che permettono la lettura, la scrittura e la modifica dei file di output; inoltre è possibile creare un database (*.cdb) che raccolga tutte le informazioni da esportare all'esterno del modulo.

Una caratteristica vantaggiosa di ANSYS® è la possibilità di accoppiare il modulo di termomeccanica con uno di fluidodinamica rappresentato da ANSYS® FLUENT.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	PAR2010-CIRTEN-LD1-028	0	R	20	28

2.4.2.2 *Codici accoppiati, parte termomeccanica*

2.4.2.2.1 *FAST: FRED*

FAST (Fast-spectrum Advanced Systems for power production and resource management) è un progetto sviluppato al Paul Scherrer Institute (PSI), con lo scopo di creare uno strumento generale per lo studio del comportamento tridimensionale statico e dinamico dell'intero sistema reattore, focalizzato in particolare per i sistemi di quarta generazione a spettro veloce. Il codice sviluppato in FAST è il risultato dell'accoppiamento di moduli dedicati sui vari aspetti della modellizzazione del reattore:

- ERANOS per quanto riguarda la neutronica statica (principalmente creazioni di sezioni d'urto in caso di cinetica spaziale; profilo di potenza, parametri cinetici e coefficienti di reattività per cinetica puntiforme);
- PARCS per il comportamento cinetico della neutronica del reattore;
- TRACE per la parte termoidraulica;
- FRED per la termomeccanica.

Il codice di nostro interesse in questa trattazione è FRED per la parte di termomeccanica. Questo modulo si occupa di calcolare ad ogni passo temporale temperature, sforzi, deformazioni nella barretta di combustibile e nelle altre strutture (griglia, tubi generatore di vapore, vessel) oltre alla probabilità di cedimento della guaina.

2.4.2.2.2 *SAS4A: DEFORM4*

SAS4A è un codice sviluppato all'Argonne National Laboratory (ANL) per l'analisi di transitori di potenza e portata per reattori refrigerati a metallo liquido. SAS4A è formato da moduli che contengono modelli termoidraulici, neutronici e di fenomeni meccanici che descrivono la risposta del reattore, del fluido termovettore, degli elementi di combustibile e degli altri elementi strutturali in caso di transitori operazionali e incidentali.

Per quanto riguarda la descrizione termomeccanica, un modulo specifico, DEFORM4, è dedicato allo studio del comportamento della barretta di combustibile. Il codice sfrutta principalmente due metodi per caratterizzare la barretta:

- Utilizzo di correlazioni derivanti da un database di informazioni sperimentali;
- Descrizione fenomenologica del processo che deve essere modellizzato.

La regione del nocciolo viene divisa in varie zone: combustibile, riflettore, gas plenum (Figura 10) mentre per quanto riguarda l'interazione tra guaina e combustibile (Figura 11) si considerano tre condizioni:

- Assenza contatto
- Regime elastico di sforzo tra combustibile e guaina
- Regime plastico di sforzo tra combustibile e guaina

La descrizione geometrica della guaina e del combustibile è sia assiale che radiale.

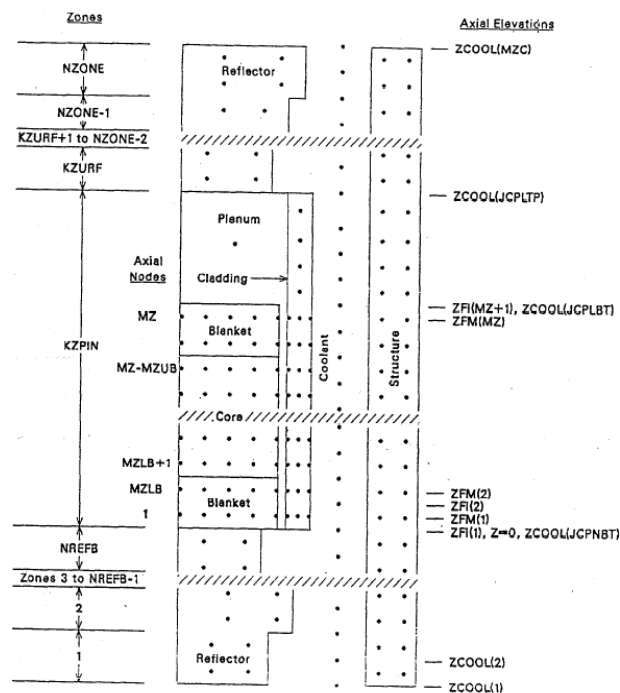


Fig. 10 – Discretizzazione del core in SAS4A.

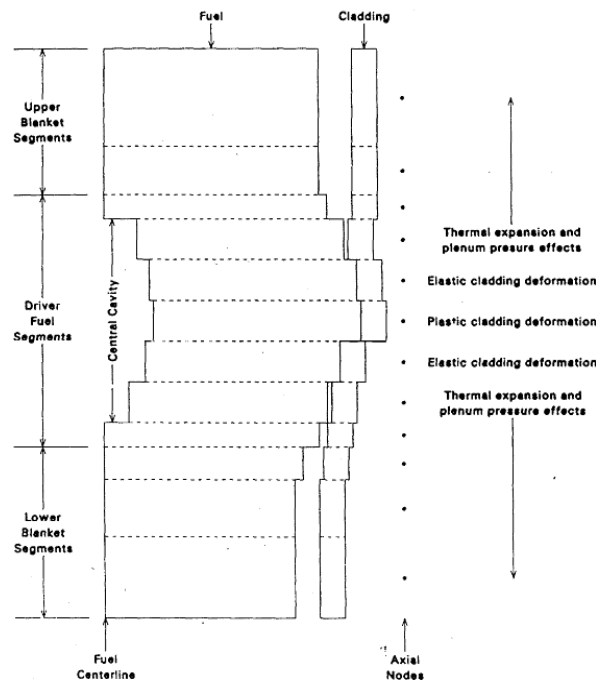


Fig. 11 – Rappresentazione dell'interazione combustibile/guaina in SAS4A.

Una particolare attenzione è dedicata allo studio delle condizioni precedenti al transitorio in quanto la risposta della struttura è influenzata dalla "storia" della barretta (bruciamento, migrazione vuoti, crescita grani, rilascio di gas di fissione, chiusura intercapedine, vuoto centrale, swelling, ecc). Il codice simula l'irraggiamento precedente al transitorio attraverso una serie di cambiamenti di potenza a vari livelli e a diversi istanti temporali. Questo consente di considerare la storia operativa del reattore e i suoi effetti sullo stato fisico della barretta e

porta ad una descrizione più realistica del comportamento termomeccanico della struttura. In Figura 12 vengono illustrati i fenomeni che vengono considerati in questa fase e la loro interazione tra di loro.

Nel trattamento termoelastico la guaina è considerata come un materiale perfettamente elasto-plastico, in cui è possibile uno scorrimento plastico in risposta alle condizioni di temperatura e di sforzo; nel combustibile è considerata l'eventuale presenza di cricche e la loro propagazione.

L'interazione con gli altri moduli avviene attraverso l'uso di un blocco comune per lo scambio reciproco dei dati (temperature, pressione, variazioni geometriche).

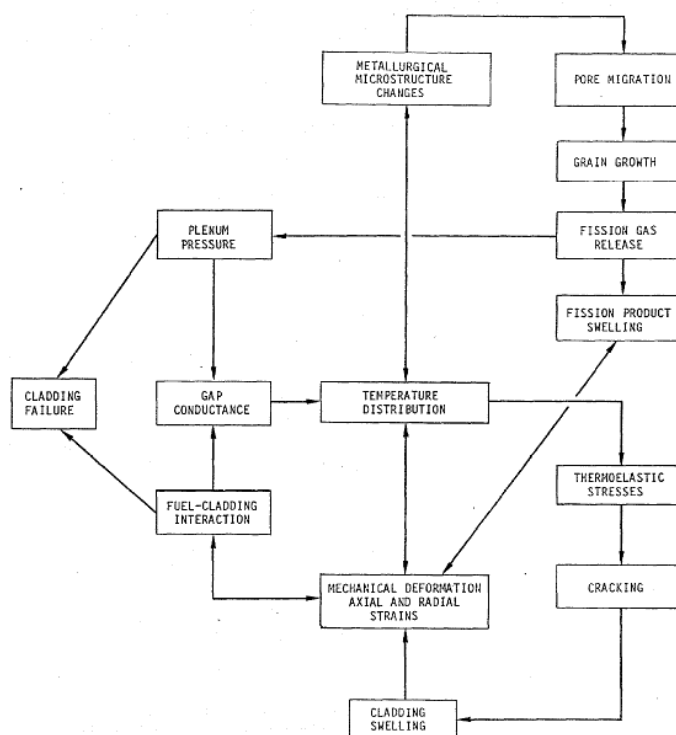


Fig. 12 – Interazioni tra i fenomeni presi in considerazione nella fase precedente al transitorio.

2.4.2.3 Esempio di modulo termoelastico accoppiato in un codice multifisico

In alternativa all'accoppiamento tra moduli dedicati, si può pensare di realizzare un codice multifisico dove tutte le equazioni che descrivono il sistema sono contemporaneamente risolte in uno stesso ambiente di calcolo.

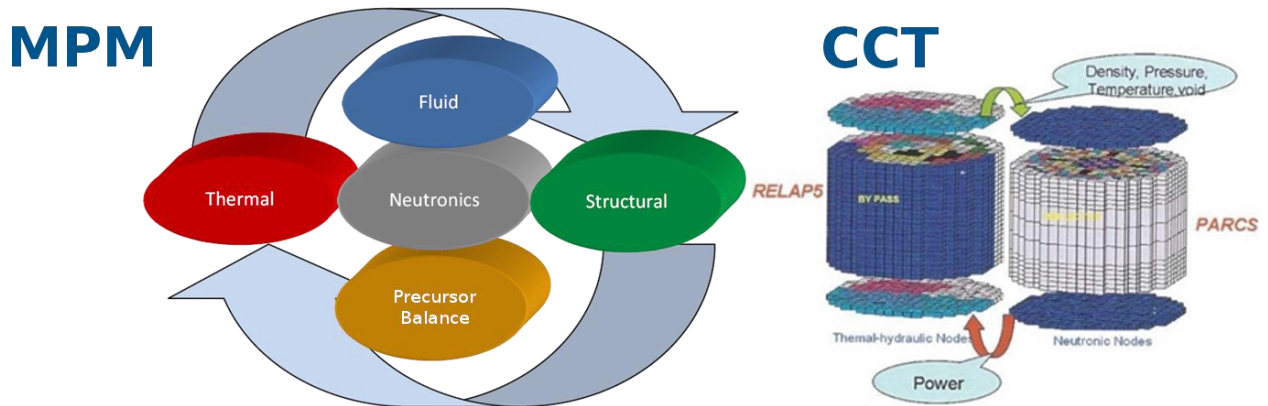


Fig. 13 – Approccio MPM (Multi-Physics Modelling) e approccio CCT (Coupled code Techniques).

A tal proposito si presenta un'estensione dell'approccio multifisico (MPM) sviluppato al Politecnico di Milano per l'analisi di nocciolo di reattori nucleari (per dettagli si veda l'Appendice D).

All'interno della medesima piattaforma di calcolo, in questo caso COMSOL Multiphysics®, lo schema di analisi proposto si basa sulla soluzione simultanea e accoppiata di equazioni alle derivate parziali che descrivono le diverse "fisiche" (trasmissione del calore, fluidodinamica, neutronica, comportamento termomeccanico, ecc) relative ad una barretta di combustibile e al fluido termovettore che la circonda. L'approccio MPM ha come obiettivo l'accoppiamento di diversi fenomeni fisici che coinvolgono un reattore nucleare senza dover passare attraverso l'accoppiamento di diversi e differenti codici. In questo modo è possibile studiare le condizioni del reattore sia con analisi statiche sia con transitori operativi o incidentali.

La parte significativa del lavoro è l'introduzione di un modulo per modellizzare il comportamento meccanico della barretta attraverso l'introduzione delle equazioni dell'elasticità lineare per considerare gli effetti di espansione termica del combustibile e della guaina: in questo modo è possibile simulare effetti quali la riduzione della resistenza termica dell'intercapedine e l'espansione del combustibile, da utilizzare come retroazione per gli altri moduli di neutronica e termoidraulica.

3. Conclusioni

3.1 VALUTAZIONE DI FATTIBILITÀ

Gli strumenti di neutronica e termoidraulica descritti nel testo dimostrano la disponibilità di un'ampia gamma di strumenti estremamente qualificati e validati su cui orientare la scelta dei modelli candidati a comporre un più generale strumento di analisi dinamica di nocciolo per un reattore ad acqua. Più limitata appare la possibilità di scelta per il modulo di termomeccanica, per la mancanza di strumenti dedicati alle analisi proprie di un sistema nucleare.

3.1.1 Considerazioni per la scelta dei moduli

Alcune considerazioni sono però necessarie per orientare la scelta dei moduli da integrare nel codice di dinamica. In primo luogo, l'esecuzione di calcoli accurati di neutronica, termoidraulica e termomeccanica tra loro accoppiati, in tempi ragionevoli, dipende:

- 1) dalla strategia di accoppiamento – interno, esterno o parallelo – tra i diversi moduli;
- 2) dalla sovrapposibilità delle griglie di discretizzazione spaziale impiegate dai diversi moduli;
- 3) dalla corrispondenza tra i passi temporali richiesti dai diversi modelli;
- 4) dall'accoppiamento tra i diversi metodi numerici impiegati – a schema esplicito, semi-implicito e implicito;
- 5) dagli schemi di convergenza adottati per i diversi moduli singolarmente o accoppiati tra loro.

3.1.2 Confronto con altri codici multifisici di dinamica di nocciolo

Nella Tabella sottostante è riportata una rassegna dei codici multifisici 3D disponibili in letteratura.

Tab. II – Rassegna degli strumenti di neutronica e termoidraulica 3D accoppiati disponibili in letteratura.

No.	Title and authors	Coupled codes	NPP	Transient type ef.
1	<i>Coupling of the Thermal-hydraulics Code TRAC with 3-D Neutron Kinetics Code SKETCH-N</i> H. Asaka, V.G. Zimin, T. Iguchi, Y. Anoda	J-TRAC TRAC-BF1 Sketch-N	PWR	RIA
			BWR (Ringhals-1)	Stability benchmark cases
			BWR	Instabilities
2	<i>Core-wide DNBR Calculation for NPP Krško MSLB</i> I-A. Jurkoviá, D. Grgiá, N. Debrecin	RELAP5/ MOD3.2 COBRA III C QUABOX/CUBBOX	PWR (NPP Krško)	MSLB
3	<i>MSLB Coupled 3-D Neutronics/Thermal-hydraulics Analysis of a Large PWR Using RELAP5-3-D</i> F. D'Auria, A. Lo Nigro, G. Saiu, A. Spadoni	RELAP5/MOD3.2 NESTLE	PWR B&W TMI-1	MSLB
			AP-1000	
4	<i>TMI-1 MSLB Coupled 3-D Neutronics/Thermal-hydraulics Analysis: Application of RELAP5-3-D and Comparison with Different Codes</i> R. Bovalini, F. D'Auria, G.M. Galassi, A. Spadoni, Y. Hassan	RELAP5/MOD3.2 PARCS	PWR (B&W TMI-1)	MSLB
		RELAP5/MOD3.2.2 QUABBOX		
		RELAP5/3-D NESTLE		

No.	Title and authors	Coupled codes	NPP	Transient type ef.
5	<i>PWR REA Sensitivity Analysis of TRAC-PF1/NEM Coupling Schemes</i> N. Todorova, K. Ivanov	TRAC PF1 NEM	PWR (B&W) TM-1	REA
6	<i>Coupled 3-D Neutronic/Thermal-hydraulics Codes Applied to Peach Bottom Unit 2</i> A. M ^a Sánchez, G. Verdú , A. Gómez		BWR (Peach Bottom Unit 2)	TT
7	<i>Study of the Asymmetric Steam Line Break Problem by the Coupled Code System KIKO3D/ATHLET</i> Gy. Hegyi, A. Keresztúri, I. Trosztel	ATHLET KIKO3D	VVER 440	MSLB
8	<i>Development of Coupled Systems of 3-D Neutronics and Fluid-dynamic System Codes and their Application for Safety Analysis</i> S. Langenbuch, K. Velkov, S. Kliem U. Rohde, M. Lizorkin, G. Hegyi, A. Kereszturi	ATHLET DYN3D BIPR-8	VVER-1000	LOFW
				Station black out
				MCP stop
9	<i>VIPRE-02 Subchannel Validation Against NUPEC BWR Void Fraction Data</i> Y. Aounallah, P. Coddington	VIPRE-02 ARROTTA	BWR	Void fraction validation study
10	<i>High Local Power Densities Permissible at Siemens Pressurised Water Reactors</i> K. Kuehnel, K.D. Richter, G Drescher, I. Endrizzi	PANBOX	PWR	Maximum local heat flux investigation
11	<i>Analysis of a Boron Dilution Accident for VVER-440 Combining the Use of the Codes DYN3D and SiTap</i> U. Rohde, I. Elkin, V. Kalinenko	SiTap DYN3D	VVER 440	RIA
12	<i>RELAP5-PANTHER Coupled Code Transient Analysis</i> B.J. Holmes, G.R. Kimber, J.N. Lillington, M.R. Parkes	RELAP5 PANTHER	PWR (Sizewell-B)	Grid frequency error injection test
				Single turbine trip event
13	<i>TACIS R2.30/94 Project Transient Analysis for RBMK Reactors</i> H. Schoels, Yu. M. Nikitin Nikiet	FLICA GIDRA SADC DINAO CRONOS QUABOX/CUBOX	RBMK (Smolensk 3)	RIA
14	<i>PWR Anticipated Transients Without SCRAM Analyses Using PVM Coupled RETRAN and STAR 3-D Kinetics Codes</i> M. Feltus, K. Labowski	RETRAN STAR 3-D	PWR	ATWS
15	<i>Development and First Results of Coupled Neutronic and Thermal-hydraulics Calculations for the High -performance LWR</i> C.H.M. Broeders, V. Sanchez-Espinoza, A. Travleev	RELAP5 KAPROS	HPLWR	FA tests
16	<i>Analysis and Calculation of an Accident with Delayed Scram on NPP Greifswald using the Coupled Code DYN3D-ATHLET</i> S. Kliem	ATHLET DYN3D	VVER-440 (Greifswald)	Delayed scram

No.	Title and authors	Coupled codes	NPP	Transient type ef.
17	<i>Multi-dimensional TMI-1 Main Steam Line Break Analysis Methodology using TRAC-PF/NEM</i> K. Ivanov, T. Beam, A. Baratta, A. Irani, N. Trikouros	TRAC-PF NEM	PWR (B&W TMI-1)	MSLB
18	<i>Realistic and Conservative Rod Ejection Simulation in a PWR Core at HZP, EOC with Coupled PARCS and RELAP Codes</i> J. Riverola, T. Núñez, J. Vicente	RELAP PARCS	Three-loop PWR	Peripheral rod ejection
19	<i>OECD/NRC BWR Benchmark 3rd Workshop</i>	ATHLET QUABOX/CUBBOX	BWR Peach Bottom	TT

ATWS: Anticipated Transient without Scram; RIA: Reactivity Induced Accident;
REA: Rod Ejection Accident; MCP: Main Coolant Pump; LOFW: Loss Of proper Feed Water

Dalla Tabella si evince il ruolo predominante giocato dai codici di sistema accoppiati a strumenti di neutronica 3D, anche se sono presenti alcuni casi di accoppiamento tra questi ultimi e codici di sottocanale. Come anticipato nell'introduzione, nessun esempio di accoppiamento con codici CFD risulta in letteratura.

3.2 CONCLUSIONI E RACCOMANDAZIONI

La descrizione degli strumenti che rappresentano lo stato dell'arte della codicistica nucleare in campo neutronico, termoidraulico e termomeccanico, e dei modelli attualmente impiegati nei più comuni codici di analisi dinamica di nocciolo, ha fornito un quadro sufficientemente chiaro per orientare la scelta dei modelli necessari allo sviluppo di uno strumento di simulazione 3D della dinamica di un reattore ad acqua. Disamina che consente di chiarire l'effettiva opportunità, e insieme le connesse complessità, derivanti dallo sviluppo in proprio di uno qualsiasi dei moduli richiesti.

È a questo punto utile richiamare l'affinità del presente studio col lavoro condotto in una diversa linea del medesimo Accordo di Programma tra ENEA e Ministero dello Sviluppo Economico, dedicata allo sviluppo di uno strumento semplificato di analisi multifisica 3D per reattori veloci refrigerati a piombo. In tal sede si è deciso di procedere con lo sviluppo ex novo dei moduli di neutronica 3D, di termoidraulica di elemento e di termomeccanica, limitando il ricorso a strumenti esterni dedicati al solo calcolo preliminare delle sezioni d'urto omogeneizzate, tabulate in funzione di un ampio range di parametri operativi.

Appare infatti evidente che la maggior complessità, in termini di fisica, matematica e numerica, derivi dal codice di cella del modulo di neutronica: complessità che – di fatto – rende inaffrontabile lo sviluppo in proprio di questa tipologia di codici.

L'impossibilità di sviluppare interamente in proprio tutti i moduli per lo strumento multifisica di dinamica – anche a causa del livello di maturità richiesto ad ogni nuovo strumento attraverso le necessarie fasi di qualifica e validazione – e l'esperienza del personale ENEA (con il supporto delle Università) nell'uso di alcuni dei principali codici elencati nel presente rapporto, suggeriscono invece l'adozione di moduli preesistenti, combinati per dialogare tra loro, integrando le diverse informazioni fino ad ottenere un quadro complessivo del problema in esame. L'accoppiamento tra i diversi moduli sarà quindi operato per via esterna, il che

richiederà la scrittura di opportune procedure di scambio dati tra i file di input e output dei diversi codici.


Per quanto riguarda il modulo di simulazione neutronica, i più performanti codici disponibili risultano vincolati a licenze commerciali che ne restringono la libertà d'uso. L'affinità di questo progetto con quello parallelo per reattori veloci suggerisce allora l'adozione del sistema SAPHYR (APOLLO/CRONOS), anche in vista di una fusione di questi codici con gli omologhi presenti nel formulario ERANOS (ECCO/BISTRO-VARIANT).

Il livello di dettaglio necessario a simulare i transitori di reattore, tipicamente guidati da variazioni di temperatura nel sistema, richiede strumenti di analisi termoidraulica capaci di isolare ed analizzare le singole barrette di combustibile, distinguendole tra loro come nei codici di sottocanale. Strumenti più sofisticati, come i codici CFD, sono in questa fase esclusi per la loro complessità, non ancora giustificata dal livello di qualifica raggiunto dagli stessi. Tra i diversi strumenti elencati nel presente studio, si individua in FLICA un'interessante possibilità, derivante principalmente dall'intima correlazione esistente tra questo codice ed il codice di neutronica CRONOS, che già integra funzioni precostituite per l'accoppiamento con tale modulo.

Solo per quanto concerne il modulo di termomeccanica l'approccio proposto, di utilizzo di codici già sviluppati, pare difficilmente perseguibile, stante la mancanza di strumenti appositamente sviluppati per reattori nucleari, e capaci di simulare tanto i fenomeni di singola barretta (cui si limitano, ad esempio, il codice TRANSURANUS o il modulo DEFORM4 del codice SAS4A) quanto quelli complessivi di nocciolo (unico oggetto del modulo FRED del sistema FAST). In questo caso, il problema può essere risolto adottando un codice per la simulazione del comportamento della barretta più sollecitata, ed un secondo codice o un modello semplificato sviluppato ad hoc per le contoreazioni di nocciolo.

Si ritiene utile riportare, in conclusione del presente studio, alcune raccomandazioni sui futuri sforzi di ricerca auspicabili per lo sviluppo delle competenze accessorie richieste necessarie utili ad orientare i futuri sforzi di ricerca e sviluppo in tale ambito:

- Sviluppo di innovative soluzioni di trasporto ad alte performance;
- Sviluppo di simulatori dinamici con capacità multifisiche;
- Partecipazione ad attività di benchmark qualificati di tipo analitico, numerico e sperimentale;
- Sviluppo di facility sperimentali per la validazione dei modelli termoidraulici e degli strumenti multifisici;
- Validazione e qualifica degli schemi numerici e degli strumenti computazionali;
- Partecipazione a campagne sperimentali internazionali nel campo della fisica dei reattori e degli studi del combustibile.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	PAR2010-CIRTEN-LD1-028	0	R	28	28

Bibliografia

- [Allegato A] S. Dulla e P. Ravetto. Confronto fra le tecniche di soluzione dell'equazione del trasporto per reattori termici. Rapporto Tecnico PAR2010-CIRTEN-LD1-XXX.
- [Allegato B] P. Console Camprini *et al.* Studio dei codici "stato dell'arte" di neutronica per reattori termici. Rapporto Tecnico PAR2010-CIRTEN-LD1-XXX.
- [Allegato C] E. Molfese *et al.* Valutazione delle caratteristiche di codici di termoidraulica di nocciolo al fine delle analisi di sicurezza: Stato dell'arte dei codici di termoidraulica di nocciolo. Rapporto Tecnico PAR2010-CIRTEN-LD1-XXX.
- [Allegato D] M. Auffero *et al.* Definizione delle caratteristiche richieste ad un modulo di termomeccanica in un codice multifisica di dinamica tridimensionale per reattori termici. Rapporto Tecnico PAR2010-CIRTEN-LD1-XXX.