



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

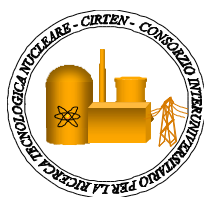


Ministero dello Sviluppo Economico

RICERCA DI SISTEMA ELETTRICO

Rapporto sulla modellistica applicata ai reattori evolutivi

L. Burgazzi, K.W. Burn, R. Calabrese, F. De Rosa, C. Lombardo, V. Peluso, C. Petrovich, M. Sangiorgi



RAPPORTO SULLA MODELLISTICA APPLICATA AI REATTORI EVOLUTIVI

L. Burgazzi ENEA, K.W. Burn ENEA, R. Calabrese ENEA, F. De Rosa ENEA, C. Lombardo ENEA,
V. Peluso ENEA, C. Petrovich ENEA, M. Sangiorgi ENEA

Settembre 2010

Report Ricerca di Sistema Elettrico

Accordo di Programma Ministero dello Sviluppo Economico – ENEA

Area: Produzione e fonti energetiche

Tema: Nuovo Nucleare da Fissione

Responsabile Tema: Stefano Monti, ENEA

Titolo

Rapporto sulla modellistica applicata ai reattori evolutivi

Descrittori

Tipologia del documento: Rapporto tecnico

Collocazione contrattuale: Accordo di programma ENEA-MSE: tema di ricerca "Nuovo nucleare da fissione

Argomenti trattati: Codici di calcolo per studi di sicurezza
Impianti nucleari di tipo evolutivo
Generation III reactors

Sommario

Il presente documento riferisce sulle attività svolte nel corso della seconda annualità dell'AdP ENEA-MSE nell'ambito dell'obiettivo B (Piattaforme per la modellistica) della Linea Progettuale 5. Il documento intende dare un quadro dell'attuale modellistica applicata nello studio della sicurezza dei reattori evolutivi e dell'approccio seguito per la sua corretta applicazione. Inoltre, alla luce del rinato interesse dell'Italia verso il nucleare, esso fornisce informazioni sugli strumenti di calcolo disponibili in ENEA per l'effettuazione di studi a supporto di processi decisionali ed autorizzativi per l'installazione di reattori nucleari di III generazione.

Note

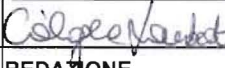
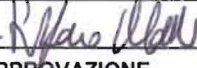
Documento redatto con i contributi di:

L. Burgazzi*, K. Burn*, R. Calabrese*, F. De Rosa*, C. Lombardo*, V. Peluso*, C. Petrovich*, M. Sangiorgi*.

(*) Personale ENEA

Copia n.

In carico a:

2			NOME			
			FIRMA			
1			NOME			
			FIRMA			
0	EMISSIONE	23.9.2010	NOME	Calogera Lombardo	Paride Meloni	Stefano Monti
			FIRMA			
REV.	DESCRIZIONE	DATA	REDAZIONE	CONVALIDA	APPROVAZIONE	

Indice

1. Introduzione	3
2. Applicazione dei codici “Best Estimate” (BE) per le analisi di sicurezza	4
2.1 Confronto tra metodi conservativi e BE	4
2.2 Analisi di sensibilità e d’incertezze	5
2.3 Applicazione dei codici BE plus Uncertainty	6
3. Codici di calcolo nucleari attualmente disponibili	11
3.1 Codici di calcolo per studi termoidraulici	11
3.1.1 TRACE	12
3.1.2 RELAP5/MOD3.3	14
3.1.3 CATHARE	16
3.2 Codici di calcolo per studi neutronici	17
3.2.1 TORT-DORT	18
3.2.2 ERANOS 2.1	18
3.2.3 MCNP/MCNPX	21
3.3 Codici di calcolo per studi d’incidenti severi	22
3.3.1 ASTEC V2	24
3.3.2 RadCal II	25
3.3.3 GenII-Lin	26
3.3.4 GRASS	26
3.3.5 MELCOR	27
3.4 Codici di calcolo per studi di Probabilistic Safety Assessment (PSA)	32
3.4.1 Risk Spectrum	34
3.5 Codici di calcolo per studi del comportamento del combustibile	34
3.5.1 TRANSURANUS	36
4. Qualifica e validazione dei codici nucleari	38
4.1 Qualifica dei codici nucleari	38
4.2 Validazione dei codici nucleari	41
4.3 Facilities sperimentali	42
4.4 Benchmark internazionali	43
5. Metodi per la valutazione delle incertezze	44
5.1 Fonti di incertezza	45
5.2 Confronto tra approccio conservativo e applicazione dei codici BE con valutazione delle incertezze	46
5.3 Classificazione dei metodi per la valutazione delle incertezze	46
5.4 Propagazione delle incertezze dei dati di input	47
5.4.1 Metodi probabilistici	47
5.4.2 Metodi deterministici	47
5.5 Estrapolazione delle incertezze dei dati di output	48
5.6 Disponibilità di un metodo per la valutazione interna delle incertezze	48
6. Conclusioni	49
7. Riferimenti bibliografici	50

1.Introduzione

Nella gestione degli impianti nucleari gli aspetti di sicurezza sono stati oggetto di un crescente interesse in tutto il mondo, al fine di prevenire e mitigare le conseguenze di eventi indesiderati per gli impianti e di eventuali scenari incidentali. In particolare, l'importanza di predire il comportamento di un impianto nucleare ha fatto sì che, nell'ultimo quinquennio, molte delle attività di ricerca siano state finalizzate alla messa a punto di codici di sistema affidabili per le analisi di sicurezza degli impianti nucleari.

Tradizionalmente gli strumenti di calcolo a tal fine utilizzati, facendo uso di modelli fisici semplificati e di ipotesi di natura conservativa, fornivano informazioni sul comportamento degli impianti che potevano risultare largamente conservative costringendo quindi gli impianti a lavorare con margini di sicurezza eccessivamente ampi. Come risultato di queste considerazioni, dei nuovi codici di calcolo, chiamati best-estimate e basati sulla migliore capacità di descrivere analiticamente i processi fisici che interessano il comportamento di un reattore nucleare, cominciarono ad essere utilizzati a partire dagli anni '80 fino ad essere ufficialmente accettati ed utilizzati dalla USNRC (United States Nuclear Regulatory Commission) nel 1989. Al fine di garantire una sufficiente confidenza nei risultati ottenuti con l'impiego di tali codici è necessario intraprendere delle attività di validazione basate sul confronto con dati sperimentali che permetta di determinare il grado di incertezza dei risultati dei calcoli.

Tali attività di validazione sono pianificate e realizzate in contesti sia di tipo nazionale che internazionale tramite l'uso di dati provenienti da sia da test effettuati su "facilities" appositamente progettate e scalate nelle dimensioni sia da transitori verificatisi sugli impianti reali.

2. Applicazione dei codici Best Estimate (BE) per le analisi di sicurezza

2.1 Confronto tra metodi conservativi e BE

La tecnologia degli impianti nucleari, sviluppata sulla base del tradizionale concetto di “difesa in profondità”, è stata inizialmente supportata da analisi di sicurezza condotte tramite l’impiego di metodi tradizionali ed eccessivamente conservativi. A partire dagli anni settanta, sono stati condotti molti studi, esperimenti e test termoidraulici su impianti sperimentali, sia ad effetti separati che di tipo integrali, che hanno fornito come risultato un considerevole aumento della conoscenza del comportamento degli impianti nucleari. Ciò ha favorito lo sviluppo di codici di calcolo chiamati “Best Estimate”, capaci cioè di fornire informazioni più realistiche sul comportamento fisico reale degli impianti, di identificare gli aspetti principali di sicurezza e di quantificare i margini esistenti tra i risultati forniti dai codici e i criteri di accettabilità, inerenti i parametri fondamentali dell’impianto all’esame e fissati dalle autorità competenti.

In generale, quando per le analisi di sicurezza vengono utilizzati codici del tipo best estimate corredati da parametri di input stimati in modo conservativo non necessariamente i risultati che si ottengono risultano di tipo conservativo. Ciò è imputabile alle non chiare influenze che i valori conservativi assegnati ai parametri di input potrebbero avere sulla descrizione dei fenomeni che combinandosi tra loro danno origine ad un determinato scenario incidentale. Per di più, l’applicazione di codici BE accompagnata dall’impiego di condizioni sia al contorno che iniziali di natura conservativa possono risentire delle seguenti limitazioni:

- la non esatta conoscenza dell’entità del grado di conservativismo;
- la variabilità del grado di conservativismo durante il corso degli eventi (nello specifico alcuni parametri di natura conservativa all’inizio di un transitorio incidentale possono cambiare la loro natura nel periodo temporale durante il quale si svolge lo stesso transitorio);
- le assunzioni conservative possono dar luogo ad una fuorviante sequenza di eventi e a scale temporali irrealistiche;
- i valori conservativi di importanti parametri possono essere selezionati sulla base del giudizio di esperti in combinazione con risultati di studi di sensibilità. Questi ultimi sono di solito condotti con scopi limitati e tipicamente non includono investigazioni di dipendenze combinate: ciò significa che ogni importante parametro è testato individualmente senza tener conto delle influenze che ciascuno di essi potrebbe subire in relazione a cambiamenti di altri parametri importanti. Per di più tali analisi di sensibilità potrebbero essere condotte prendendo in esame un numero limitato di valori.

Come conseguenza di queste limitazioni, i risultati ottenuti attraverso l’utilizzo di questi codici di calcolo potrebbero non fornire esatte informazioni sul comportamento di un impianto nucleare durante un ipotetico scenario incidentale. Perciò i risultati forniti dalle analisi effettuate con l’impiego di codici BE devono necessariamente essere supportati da opportune valutazioni di incertezza. Questo tipo di analisi prende il nome di best estimate plus uncertainty (BEPU). Un approccio al problema

con questo tipo di analisi, fornendo informazioni più realistiche sul comportamento fisico dell'impianto, può identificare le più rilevanti questioni inerenti la sicurezza e consentire la valutazione del margine esistente fra i risultati del calcolo e i criteri di accettabilità.

2.2 Analisi di sensibilità e d'incertezze

E' importante a tal punto distinguere tra analisi di sensibilità e analisi delle incertezze. Un'analisi di sensibilità tiene conto delle variazioni di ogni singola variabile di input e di ogni singolo parametro del modello per determinare la loro influenza sui risultati dei calcoli forniti dal codice. Ai fini del "licensing" degli impianti nucleari, le analisi di sensibilità sono condotte per identificare le condizioni di esercizio dell'impianto che minimizzano i margini di scarto tra il valore assunto dalle variabili significative del sistema e il limite che alle stesse variabili viene imposto dai criteri di accettabilità.

Le analisi delle incertezze possono mettere in luce, per ogni singolo evento, le incertezze presenti nei modelli interni al codice, nel modello e nei dati dell'impianto, nelle misure e nelle calibrazioni. I valori totali delle incertezze sui risultati di ogni calcolo possono essere ottenuti combinando tra loro le incertezze singolarmente prese. Ai risultati finali di ogni singolo calcolo occorre, inoltre, affiancare degli studi atti a quantificare gli effetti del fattore di scaling, esistente tra le facility sperimentali e gli impianti a grandezza reale.

Le incertezze possono essere classificate in due grandi famiglie:

- incertezze di tipo epistemico;
- incertezze di tipo aleatorio.

Le incertezze di tipo epistemico sono il risultato di una conoscenza non approfondita dei fenomeni all'esame o di una mancanza di informazioni: i parametri affetti da tale tipo di incertezza hanno un valore numerico fissato ma non esattamente conosciuto. Purtroppo, nella modellazione e nelle analisi di ogni fenomeno fisico vengono in genere fatte delle semplificazioni, anche nella schematizzazione di situazioni semplici il modello può non includere alcune aspetti che non sono giudicati importanti. Ciò introduce delle incertezze epistemiche che sommate a quelle legate alla non esatta conoscenza dei fenomeni ne aumenta il valore finale. La quantificazione delle incertezze epistemiche è il risultato di analisi di sensibilità e di incertezza condotte sia con l'impiego di metodi deterministici che probabilistici. Queste analisi permettono di quantificare le incertezze associate al risultato di un calcolo e di identificarne le principali sorgenti.

Le incertezze di tipo aleatorio sono invece collegate alle performance non prevedibili del sistema, dei suoi componenti e dei parametri dell'impianto (ad esempio pressione e temperatura del circuito primario di un impianto nucleare). Il fallimento casuale di un componente dell'impianto ne è un esempio. In natura, le variabili affette da incertezza di tipo aleatorio sono del tipo random. Ad esempio, nelle analisi di Probabilistic Safety Analysis (PSA) per quei componenti dell'impianto il cui comportamento è affetto da incertezze di tipo aleatorio si assumono valori dei tassi di guasto variabili nel tempo.

Per effettuare analisi di incertezza sono stati sviluppati vari metodi che tengono conto dei seguenti aspetti:

- una combinazione dei giudizi degli esperti, tecniche statistiche e calcoli di sensibilità;
- utilizzo di dati sperimentali;
- utilizzo di condizioni al contorno opportunamente calcolati.

Generalmente nell'esecuzione delle analisi di sicurezza vengono coinvolti un grande numero di parametri la cui modellazione tramite il codice richiede l'assegnazione delle incertezze ad esse associate. Queste ultime vanno quantificate determinando la distribuzione dei parametri del modello. Qualora ciò non fosse possibile, è necessario utilizzare valori conservativi. Le analisi condotte per la quantizzazione dei valori associati alle incertezze, devono tenere conto di tutti i fenomeni ritenuti importanti nelle analisi all'esame. La valutazione delle incertezze è una componente essenziale da tenere in conto quando, per ottenere una conoscenza adeguata degli scenari incidentali, si fa uso di codici di calcolo del tipo BE.

La necessità di quantificare le incertezze associate ai risultati ottenuti attraverso l'impiego di codici di calcolo BE è dovuta alla inevitabili approssimazioni introdotte nella modellazione ed alla inadeguata conoscenza del gran numero di parametri di input. Nelle valutazioni delle incertezze si devono includere l'incertezza dovute sia ai modelli sia ai metodi numerici utilizzati. L'effetto combinato di entrambi può essere valutato utilizzando dati sperimentali o confrontando i risultati dei calcolo BE con quelli forniti da codici già validati. Bisogna infine ricordare che i risultati di calcoli eseguiti con codici BE rappresentano il valore medio di un possibile range la cui ampiezza può essere valutata tramite l'impiego di metodologie di valutazione di incertezze.

2.3 Applicazioni dei codici Best Estimate plus Uncertainty

Le metodologie BEPU, di cui precedentemente abbiamo fornito una succinta descrizione, possono essere utilizzate per svariati applicazioni. A seguire elenchiamo le principali e di ciascuna di esse forniamo una breve descrizione.

a) Applicazioni per il progetto di impianti nucleari

In fase di progetto di un impianto nucleare possono essere svolte analisi di sicurezza deterministiche che possono confermare la bontà del progetto dal punto di vista della sicurezza. Tali analisi possono essere condotte con un approccio conservativo o con un approccio best estimate integrato da una valutazione delle incertezze. L'obiettivo generale di queste analisi è di ottenere, mantenere e possibilmente migliorare la sicurezza dell'impianto nucleare. Le analisi dovrebbero in particolare assicurare che i principi di sicurezza siano applicati, che i criteri base di progetto implementati siano tali da assicurare un alto livello di affidabilità dell'impianto, includendo misure efficaci contro potenziali rischi radiologici, prevenzione degli incidenti, ed eventualmente tenendo conto della possibilità di funzionamento dell'impianto oltre il tempo di vita media.

b) Applicazione per il "licensing" di impianti nucleari

Il licensing di impianti nucleari, condotto da apposite autorità, è richiesto al fine di verificare il rispetto di tutte le normative vigenti connesse alla gestione e all'esercizio

di un reattore nucleare. Il licensing è quindi un essenziale processo di regolamentazione che contribuisce al funzionamento in sicurezza degli impianti nucleari. Il processo di licensing prevede lo svolgimento di analisi di sicurezza, volte a dimostrare che i criteri base di sicurezza del progetto siano tutti soddisfatti. Queste analisi di sicurezza vengono condotte considerando il funzionamento dell'impianto: in condizioni nominali, negli istanti immediatamente precedenti il transitorio, negli eventi incidentali presi in considerazione nella progettazione dell'impianto (incidenti di progetto) e persino nelle sequenze di quegli eventi che possono portare l'impianto in condizioni incidentali più gravi rispetto a quelli tipici degli incidenti di progetto.

Sulla base dei risultati forniti da queste analisi, il processo di licensing dovrebbe verificare che il progetto ingegneristico sia tale da assicurare l'intervento dei sistemi di sicurezza in seguito al verificarsi di un ipotetico evento iniziatore e incidentale. Inoltre è necessario dimostrare l'efficienza e l'affidabilità dei sistemi di sicurezza previsti nel progetto dell'impianto.

Gli obiettivi principale delle analisi di sicurezza condotte sono quindi quelli di valutare la capacità dell'impianto di rispondere agli eventi incidentali che richiedono l'intervento dei suoi sistemi di sicurezza e di determinare il margine di tempo a disposizione dell'operatore per intervenire. Le funzioni di sicurezza primarie dovrebbero essere indirizzate al controllo di reattività, al raffreddamento del combustibile e al mantenimento della massa di refrigerante primario, all'integrità dell'edificio di contenimento e alla disponibilità della potenza elettrica fornita dall'impianto.

Al fine di mettere in luce l'influenza delle variazioni dei parametri di input sui risultati finali delle analisi viene valutata la probabilità di accadimento di un ampio spettro di scenari incidentali. I risultati di tali analisi devono in ogni caso soddisfare i criteri di accettabilità, definiti dagli organi regolatori, in termini di limiti e di condizioni con lo scopo di raggiungere un adeguato livello di sicurezza. Tali criteri vengono fissati con lo scopo di assicurare l'integrità delle barriere di sicurezza e il rispetto del principio di difesa in profondità negli impianti all'esame.

c) Applicazione per la stesura di report inerenti le analisi di sicurezza degli impianti nucleari

I report inerenti le analisi di sicurezza degli impianti nucleari sono una fonte a cui attingere per ricavare parametri e soluzioni riguardanti le caratteristiche di sicurezza degli impianti.

Capitoli specifici di tali report sono dedicati agli studi di sicurezza del comportamento di impianti nucleari in condizioni operative nominali, transitorie ed incidentali.

Le analisi deterministiche, descritte in questi report e condotte tramite l'impiego di codici best estimate, devono confermare che i criteri di progetto siano stati rispettati.

Ancora, i risultati di tali analisi servono come base per definire i limiti di sicurezza dell'impianto e le condizioni limiti di operabilità in sicurezza per lo stesso impianto.

Questi report, compilati da organi competenti, necessitano di revisione e approvazione da parte delle autorità di regolamentazione prima di essere applicati per scopi di licensing. Gli organi competenti devono condurre ulteriori analisi di sicurezza, indipendenti da quelle condotte durante la fase di progettazione dell'impianto, tramite l'impiego di metodologie sia del tipo conservativo che best estimate, quest'ultima accompagnata da valutazione delle incertezze.

Durante il processo di revisione ed approvazione di tali report, da parte delle autorità competenti devono essere condotte ulteriori analisi di sicurezza sempre tramite l'applicazione di metodologie di tipo sia conservativo che best estimate, queste ultime sempre accompagnate da valutazioni di incertezze.

d) Applicazioni per modifiche d'impianto

In generale le modifiche d'impianto comportano dei cambiamenti fisici della struttura, del sistema e dei componenti, che potrebbero influire sui parametri iniziali di progetto dell'impianto. Inoltre tali modifiche potrebbero implicare un cambiamento nelle procedure, nelle pratiche o nelle specifiche tecniche utilizzate per l'esercizio in sicurezza dell'impianto. Le variazioni dei parametri significativi dell'impianto causate da tali modifiche in molti casi risultano facilmente contenibili all'interno dei margini di sicurezza derivanti da: assunzioni di tipo conservativo, utilizzo di metodi avanzati per gli studi di affidabilità e di nuovi sistemi hardware (per esempio impiego di combustibili migliori).

Generalmente le modifiche apportate all'impianto sono intraprese per contrastarne l'invecchiamento, per usufruire dei vantaggi derivanti dalle più moderne tecnologie, per conformarsi alle modifiche richieste dai requisiti normativi e per ottenere un utilizzo del reattore e del combustibile economicamente più conveniente.

Poiché, in genere, in seguito alle modifiche apportate all'impianto i margini di sicurezza rispetto alle condizioni operative nominali tendono a diminuire, è necessario accertarsi che tali limiti siano comunque rispettati.

Le analisi di sicurezza con approccio deterministico dovrebbero dimostrare che gli effetti di tutti i cambiamenti dell'impianto siano stati presi in considerazione e che gli effetti cumulativi di tali cambiamenti risultino accettabili.

e) Applicazioni per eventi operazionali

Le analisi di sicurezza con approccio best estimate dovrebbero essere usate come uno strumento per ottenere una completa comprensione degli eventi che si verificano durante i normali transitori operazionali a cui va incontro un impianto nucleare. Tali analisi risultano adatte ad analizzare l'evoluzione di transitori veloci e dovrebbero essere parte integrante del feedback dell'esperienza di funzionamento di un impianto. Essi dovrebbero:

- essere d'aiuto per capire meglio i fenomeni fisici che avvengono durante i transitori operazionali, al fine di dimostrare che i margini di sicurezza sono ancora rispettati durante tutta la durata dell'evento,
- fornire informazioni aggiuntive sull'andamento, in funzione del tempo, dei parametri che non sono direttamente osservabili utilizzando la strumentazione di cui l'impianto,
- determinare se il transitorio che è stato analizzato nel report di analisi di sicurezza (SAR) è legato all'evento operativo esaminato,
- ed infine verificare se gli operatori e i sistemi di sicurezza dell'impianto agiscono come dovrebbero.

Le analisi degli eventi operazionali richiedono l'uso di un approccio best estimate e dei dati ottenuti sugli impianti nucleari dell'attuale generazione. In mancanza di tali dati è necessario effettuare delle analisi di sensibilità variando i parametri selezionati.

f) Applicazioni per lo sviluppo e validazione delle procedure operative di emergenza

Analisi di sicurezza deterministiche best estimate devono essere realizzate per confermare l'adeguatezza delle procedure operative di emergenza sviluppate per riportare l'impianto in condizioni nominali successivamente al verificarsi di eventuali transitori incidentali.

Tali operazioni sono riportate nei manuali delle procedure di emergenza che definiscono, appunto, le azioni che devono essere eseguite durante questi eventi. In relazione a molti di questi eventi è necessario condurre analisi di sicurezza applicando codici di calcolo di tipo best estimate al fine di decidere quali sono i parametri principali che, influenzando sul comportamento dell'operatore, giocano un ruolo importante nella gestione dei transitori.

Durante lo sviluppo di queste strategie, devono essere realizzati calcoli di sensibilità al fine di ottenere una stima dei tempi effettivi a disposizione dell'operatore per compiere determinate azioni, i tempi così stimati potranno essere utilizzati per ottimizzare le procedure operative di emergenza.

Dopo il completamento di tali procedure occorre realizzare un'analisi di validazione. Questa è di solito condotta utilizzando un simulatore qualificato. La validazione dovrebbe confermare che la messa in atto di azioni specifiche da parte dell'operatore qualificato, nei tempi precedentemente stimati, riesca a riportare l'impianto ad una configurazione finale di sicurezza. Le analisi di sensibilità dovrebbero essere condotte tenendo conto del possibile fallimento sia dei sistemi di sicurezza dell'impianto che di eventuali errori da parte dell'operatore.

g) Applicazione alle analisi di sicurezza dell'edificio di contenimento

L'edificio di contenimento rappresenta l'ultima barriera interposta tra i prodotti di fissione eventualmente rilasciati in seguito ad un evento incidentale e l'ambiente esterno. La sua integrità ed il suo spessore sono, quindi, aspetti molto importanti ai fini della sicurezza dell'impianto. Per riuscire a simulare i complessi fenomeni che entrano in gioco durante un transitorio incidentale che riguarda l'edificio di contenimento, occorre potere simulare tre diversi aspetti fondamentali del problema:

- Aspetto termoidraulico (andamento della pressione e della temperatura, distribuzione di idrogeno, fenomeni di trasporto e di isolamento dei materiali in seguito alla rottura di un tubo, etc...),
- termine sorgente (prodotti di fissione, aerosol etc..)
- comportamento del core fuso eventualmente fuoriuscito dal vessel.

Le interazioni tra i processi individuali, (ad esempio l'influenza dell'umidità sul comportamento dei prodotti di fissione, il comportamento degli aerosol o la loro influenza sull'efficienza di ricombinazione dell'idrogeno), sono fenomeni particolarmente interessanti. Un altro aspetto fondamentale di questo tipo di applicazioni è la simulazione della propagazione del core fuso e la conoscenza della erosione effettivamente subita dal core.

h) Revisioni periodiche delle analisi di sicurezza

Esse sono intraprese normalmente ogni 10 anni con lo scopo di verificare che le valutazioni e le conclusioni originali riportate nella prima analisi di sicurezza siano ancora valide. Per questi scopi, occorre realizzare un nuovo insieme di analisi deterministiche. Tali analisi dovrebbero tenere conto di margini di sicurezza ridotti che devono essersi verificati in seguito all'invecchiamento dell'impianto sul periodo preso in considerazione. I metodi best estimate corredati da valutazioni di incertezze (BEPU) sono i più adatti a dimostrare che i margini residui risultano ancora adeguati.

i) Estensione della vita degli impianti nucleari

Con l'invecchiamento degli impianti attualmente in esercizio in tutto il mondo, gli enti regolatori stanno ricevendo sempre più richieste di estensione della vita media degli impianti al di là del periodo per il quale essi erano stati inizialmente licenziati. Tipicamente gli esercenti degli impianti stanno proponendo estensioni in un range compreso tra i 10 e i 20 anni. Prima di chiedere l'estensione della vita, gli esercenti hanno condotto ricerche sugli effetti dell'invecchiamento delle strutture, dei sistemi e dei componenti degli impianti. Le analisi realizzate nell'ambito di queste ricerche, devono dimostrare se i criteri di accettazione risultano soddisfatti anche nel periodo di estensione di vita o se ci sarà bisogno di rimpiazzare alcuni componenti d'impianto etc.... Si potrebbe presentare la necessità di ripetere le analisi di sicurezza, dal momento che i nuovi componenti introdotti nell'impianto potrebbero influenzare il progetto iniziale dello stesso.

3. Codici di calcolo nucleari attualmente disponibili

I codici di calcolo di interesse per la comunità nucleare sono stati sviluppati con lo scopo di essere utilizzati come validi strumenti per gli studi di sicurezza degli impianti nucleari. Tali codici vengono attualmente usati per le seguenti applicazioni:

- comportamento termoidraulico
- analisi di rischio,
- comportamento del combustibile,
- incidenti severi,
- cinetica del reattore.

Questi studi vengono effettuati sia in condizioni di normale funzionamento che in condizioni di tipo incidentale. I risultati ottenuti, applicando tali codici ai vari scenari incidentali ipotizzabili, consentono di accertare la sicurezza degli impianti nucleari e di quantificare il rischio associato al loro esercizio. Gli ulteriori sviluppi dei codici vengono indirizzati ad ottenere maggiore realismo ed affidabilità nei risultati ed una maggiore facilità nell'uso degli stessi. I codici di calcolo avanzati, come visto nel precedente capitolo, giocano un ruolo fondamentale nelle fasi di design, licensing e operatività degli impianti nucleari. Nei paragrafi successivi di questo capitolo presentiamo un elenco dei principali codici di calcolo utilizzati in ambito nucleare, focalizzando l'attenzione su quelli disponibili in ENEA di cui si dà una succinta descrizione.

3.1 Codici di calcolo per studi termoidraulici

La valutazione del comportamento degli impianti nucleari durante eventuali situazioni incidentali ha rappresentato il principale scopo delle ricerche condotte in ambito nucleare negli ultimi 40 anni. Nel corso degli ultimi decenni, sono stati sviluppati diversi codici di calcolo avanzati per le analisi di sistema in regime transitorio per i reattori ad acqua leggera (Light Water Reactors LWRs), sia in Europa che negli Stati Uniti (CATHARE, ATHLET, TRAC, RELAP5). La caratteristica comune a questi codici è la capacità di simulare in modo ragionevole la termoidraulica dell'impianto in regime transitorio, su un ampio range di condizioni di flusso mono e bifase.

I risultati forniti da tali codici di calcolo sono di solito ottenuti dalla risoluzione di equazioni, in coordinate euleriane, per flussi bifase. Il comportamento della miscela bifase è descritto mediante la soluzione di equazioni di conservazione della massa, del momento e dell'energia, sia per la fase liquida che vapore separatamente, e delle equazioni di conservazione della massa per i gas non condensabili presenti nella soluzione o miscela. I modelli sono adatti per la simulazione di un sistema monodimensionale anche se per alcuni componenti dell'impianto come il vessel, alcuni codici hanno la capacità di risolvere un sistema di equazioni 3-D. La discretizzazione nel tempo delle equazioni può essere completamente o quasi implicita. In funzione del numero delle equazioni di bilancio, per garantire la chiusura del sistema è richiesto un differente insieme di equazioni costitutive. Ad esempio, nel modello più diffuso, a 2 fluidi e 6 equazioni di bilancio, per descrivere il trasferimento di massa, quantità di moto ed energia all'interfaccia, e di quantità di moto ed energia dalla miscela alle pareti sono richieste almeno 7 equazioni costitutive. Queste ultime

devono descrivere i fenomeni fisici in un ampio range di dimensioni, comprese tra sistemi in scala e sistemi in dimensioni reali rispetto alla geometria dei reattori: questo è uno dei principali scopi da raggiungere nello sviluppo e nella validazione di codici. Per sviluppare e qualificare le “leggi di scala” per ogni singola fenomenologia di interesse nel reale funzionamento di un impianto nucleare, sono necessari test ad effetti separati condotti su impianti a differenti scale. I codici spiccatamente termoidraulici sono stati utilizzati, in particolare, per analizzare sia il tipico incidente di perdita di refrigerante (Loss Of Coolant Accident LOCA) che altri transitori tipici dei reattori ad acqua leggera. Gli insegnamenti tratti dalle simulazioni effettuate con questi strumenti contribuiscono a formare la base per le decisioni da prendere in fase di progettazione dell'impianto, di funzionamento e nell'ambito della sicurezza degli stessi impianti. La Nuclear Regulatory Commission (NRC) degli USA e altri paesi della comunità internazionale nucleare, nell'ambito dell'accordo internazionale CAMP (Code Applications and Maintenance Program) hanno convenuto di scambiarsi informazioni tecniche in materia di comportamento termo-idraulico degli impianti. Secondo i termini di questo accordo internazionale, l'NRC fornisce ai paesi membri le ultime versioni dei codici di analisi dei sistemi, da lei sviluppati, affinché ciascun paese membro aderente a tale accordo possa contribuire alla valutazione della sicurezza degli impianti operativi o in fase di progettazione. Per contribuire a garantire che questi strumenti di analisi siano di ottima qualità e che possano essere utilizzati con fiducia, i partner internazionali devono eseguire e documentare la validazioni di questi codici nei confronti di una vasta gamma di applicazioni, compresa l'identificazione delle migliorie da apportare ai codici e eventuale correzione degli errori. Nell'ambito di questo accordo internazionale l'ENEA, ha contribuito ai processi di validazione di due dei più diffusi codici: TRACE e RELAP. Inoltre nell'ambito di una collaborazione con il CEA (Commissariat à l'Énergie Atomique) l'ENEA ha acquisito il codice di sistema CATHARE strumento di riferimento francese per le analisi di sicurezza del reattore EPR (European Pressurized Reactor). A seguire in questo paragrafo diamo una succinta descrizione di questi tre codici.

3.1.1.TRACE

TRACE [1] (TRAC/RELAP Advanced Computational Engine) è un codice di calcolo messo a punto per eseguire analisi di incidenti di perdita di refrigerante (LOCAs), di transitori operativi e di altri scenari incidentali in reattori ad acqua leggera sia del tipo pressurizzati (PWR) che bollenti (BWR). Esso può inoltre descrivere i fenomeni che si verificano all'interno delle facilities sperimentali progettate e costruite per simulare i transitori incidentali tipici degli impianti nucleari.

Il codice include:

- modelli multidimensionali per flussi bifasi,
- modelli termo-dinamici in condizioni di non equilibrio,
- modelli di scambio termico generalizzato,
- modelli di reflood,
- modelli di cinetica del reattore.

Il codice tratta la termoidraulica del fluido termovettore tramite l'applicazione di un modello a due fluidi (liquido e vapore) risolvendo 6 equazioni di bilancio e permettendo la simulazione esplicita del flusso controcorrente. Descrive inoltre il comportamento dei gas non condensabili e di soluti anche in concentrazione superiore al valore di solubilità.

TRACE consente la modellazione di un impianto nucleare tramite l'impiego di vari singoli elementi tra loro collegati in modo opportuno. Ogni singolo pezzo fisico del circuito che si vuole schematizzare può essere rappresentato da vari tipi di componenti, e ciascun componente può essere ulteriormente nodalizzato con un certo numero di volumi fisici (chiamati anche celle) all'interno dei quali le proprietà fisiche di fluidi sono da intendere come valori medi e le equazioni di conduzione e di conservazione dell'energia cinetica vengono risolte, anche esse, in forma media. Il numero di componenti con il quale schematizzare un determinato impianto ed il modo in cui essi sono accoppiati è del tutto arbitrario. Gli elementi HTSTR e REPEAT - HTSTR sono dei componenti che servono a modellare gli elementi di combustibile e le pareti scaldate e che servono a simulare i fenomeni di conduzione in geometria bidimensionale e di convezione in geometria cilindrica e cartesiana. Il componente chiamato POWER consente di fornire energia al fluido attraverso il componente HTSTR o le pareti dei componenti idraulici. Il componente FLPOWER è capace di fornire energia direttamente al fluido. Il componente RADENC può essere utilizzato per simulare il trasferimento di calore di radiazione tra più superfici arbitrarie. I componenti FILL e BREAK invece sono utilizzati sia per imporre particolari condizioni al contorno nel sistema all'esame, rispettivamente valori di portata il primo e di pressione il secondo, sia per raggiungere le condizioni di stazionarietà che per calcoli di transitori. Il componente EXTERIOR può utilizzarsi per facilitare lo sviluppo di modelli di input attraverso i quali potere sfruttare la potenzialità offerta da TRACE di esecuzione in parallelo. I tempi di esecuzione del codice sono fortemente dipendenti dalle prestazioni del computer su cui il codice viene fatto girare, dal numero totale delle celle scelto per la nodalizzazione, dal passo temporale scelto e dalla velocità di variazione dei fenomeni sia di natura neutronica che termoidraulica durante l'esecuzione dell'analisi. Anche i modelli e le correlazioni interne al codice possono avere un impatto significativo sulla velocità di calcolo; spesso infatti influiscono sul numero di iterazioni necessarie per il raggiungimento della stabilità del calcolo stesso. A causa di ciò e del fatto che i modelli e le correlazioni influiscono fortemente sull'accuratezza dei risultati forniti dal codice, l'area di sviluppo dei modelli e delle correlazioni richiede continui e significativi sforzi al fine di migliorarne le prestazioni generali.

Come conseguenza della possibilità di descrivere in modo dettagliato la geometria degli impianti di cui si vuole indagare il comportamento, il codice TRACE consente di simulare fenomeni fisici particolarmente importanti nelle analisi di transitori del tipo "large-break" e "small-break LOCA".

A seguire forniamo un elenco di alcuni di questi fenomeni:

- 1) effetti dei fenomeni di penetrazione e bypass dei sistemi di refrigerazione d'emergenza del reattore, tenendo conto del flusso controcorrente e delle pareti calde;
- 2) fase di refill del lower-plenum tenendo conto dell'influenza dei fenomeni di trascinamento e di separazione delle fasi;

- 3) avanzamento del quench front nel ribagnamento dal basso e dall'alto;
- 4) andamento della temperatura di guaina della barretta media e calda;
- 5) iniezione diretta di acqua sottoraffreddata da parte dei sistemi di raffreddamento di emergenza senza presenza di zone di miscelamento;
- 6) efflusso in condizioni di criticità;
- 7) liquido scaricato durante il reflood;
- 8) reazione acqua metallo;
- 9) stratificazione in condotti orizzontali.

- **Limitazioni nell'uso**

Il codice TRACE non risulta appropriato per descrivere delle fenomenologie, alcune delle quali riportiamo a seguire:

- quelle situazioni nelle quali il trasferimento della quantità di moto a livello locale gioca un ruolo primario. Per esempio, TRACE non riesce a descrivere in dettaglio i fenomeni fluidodinamici all'interno di un pipe, di un branch o di un plenum o comunque in quei componenti nei quali il profilo radiale di velocità non è piatto,
- quei transitori nei quali si verifica una variazione asimmetrica dell'andamento della potenza del core,
- quegli scenari per i quali i coefficienti d'attrito dovuti alla viscosità del fluido risultano comparabili o addirittura superiori rispetto agli stessi coefficienti valutati in corrispondenza alla parete,
- gli effetti di stress dovuti ai gradienti di temperatura,
- gli effetti di shock termici in elementi in pressione.

3.1.2.RELAP5/MOD3.3

Il RELAP5/MOD3 (Reactor Excursion and Leak Analysis Program) [2] è un codice di calcolo termoidraulico sviluppato per analisi di transitori nei reattori ad acqua leggera ed utilizzato per studi di licensing, per regolamentare l'esercizio di tali impianti e per la stesura delle linee guide che devono essere seguite dagli operatori d'impianto. Nello specifico tale codice viene applicato per la simulazione di transitori del tipo LOCA, ATWS (Anticipated Transient Without Scram) e operazionali (come ad esempio gli incidenti di perdita di alimentazione dei secondari dei generatori di vapore, trip delle turbine etc,) in impianti della filiera LWR. Il Relap è un codice che a parte a simulare il comportamento del reattore durante un transitorio, consente di descrivere il comportamento termoidraulico di una grande varietà di sistemi nucleari e non.

In particolare, questo codice è stato sviluppato da NRC in collaborazione con un consorzio di vari paesi membri dell'ICAP (International Code Assessment and Applications Program) prima e successivamente con i paesi che hanno preso parte all'accordo CAMP (Code Applications and Maintenance Program). Lo scopo del continuo sviluppo di tale codice è quello di ottenerne una versione affidabile da applicare per lo studio di un gran numero di transitori incidentali, tra cui sia large che small break LOCA, e operazionali. In RELAP i componenti idraulici grazie ai quali si può schematizzare un impianto, complesso quanto si vuole, comprendono PIPES, ANNULUSs, PRIZERS, BRANCHs, PUMPs, ACCs, TURBs, VALVEs...

Lo scambio termico tra il fluido e le pareti dei contenitori viene invece simulato tramite l'introduzione delle strutture termiche.

Il RELAP5/MOD3 usa un modello idrodinamico del tipo monodimensionale bifase monocomponente con la possibilità di tenere conto della eventuale presenza di n componenti gassosi non condensabili nella fase vapore o di un soluto non volatile nella fase liquida. Una ipotesi base del RELAP è quella di disequilibrio meccanico e termodinamico tra le fasi, ma esso permette anche di utilizzare modelli più semplici come quello omogeneo, dell'equilibrio termico e del moto senza attrito.

La versione MOD3 di RELAP5 è stata sviluppata ampliando e migliorando i modelli base introdotti nella versione MOD2 rilasciata agli utilizzatori nel 1985. I difetti presentati da questa versione del codice sono stati messi in luce dai membri di ICAP e di CAMP attraverso processi di validazione. In conseguenza di ciò vari nuovi modelli, in aggiunta o in sostituzione di quelli già esistenti, sono stati introdotti nell'attuale versione di RELAP5.

Tra i nuovi modelli introdotti ricordiamo brevemente:

- la correlazione di Bankoff per il flusso in controcorrente, che può essere attivata dall'utente in corrispondenza di ciascuna giunzione singola.
- Il componente ECCMIX che può essere utilizzato per schematizzare il mescolamento del liquido sottoraffreddato di alimentazione dei sistemi di refrigerazione di emergenza del core e il conseguente fenomeno di condensazione all'interfaccia.
- Un modello per descrivere la reazione esotermica zirconio-acqua a cui vanno incontro le guaine delle barrette di combustibile sottoposte ad elevata temperatura.
- Un modello di trasferimento del calore tra superfici per effetto radiativo.
- Un modello di stratificazione termica.
- Un nuovo set di dati inerenti le tabelle delle proprietà termodinamiche del vapore valide per acqua leggera, nella formulazione del 1995 fornita da International Association for the Properties of Water and Steam (IAPWS).

I miglioramenti apportati ai modelli già presenti nella versione MOD2 includono invece:

- Nuove correlazioni valide per il calcolo dei fattori di attrito all'interfaccia per ogni tipo di geometria in regime di moto del tipo bubbly-slug flow e in condotti verticali.
- Un modello migliore per la valutazione della quantità di liquido trascinato dal vapore in condotti orizzontali al fine di ottenere una migliore caratterizzazione della miscela bifase scaricata attraverso un break.
- Una nuova correlazione per la valutazione del flusso critico valida per fasci di barrette, basata su dati sperimentali.
- Un criterio migliore per la valutazione della transizione da regime di moto del tipo "stratified" a "dispersed" valido per flussi orizzontali.
- Un modello di trasferimento di calore in reflood.
- Un termine radiativo aggiuntivo al modello di trasferimento di calore nel gap della barretta di combustibile.
- Modifiche al modello dei gas non condensabili per eliminare difetti e comportamenti errati da parte del codice.
- Modelli di Henry-Fauske e di Moody.

3.1.3.CATHARE

Il CATHARE (Code for Analysis of THERmalhydraulics during an Accident of Reactor and safety Evaluation) [3] è un codice di sistema messo a punto per le analisi di sicurezza dei reattori PWR ed è utilizzato per supportare il processo di “licensing” degli impianti nucleari della filiera francese (N4, EPR). In particolare, il codice CATHARE2, nato nel 1979, è il risultato di una collaborazione tra il CEA (Commissariat à l'Énergie Atomique), l'IRSN (Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire), EDF (Électricité de France) e AREVA NP. Esso è un codice di calcolo che tratta la termoidraulica del fluido termovettore in una rete sostanzialmente monodimensionale tramite un modello a due fluidi (liquido e vapore) e 6 equazioni di bilancio (massa, quantità di moto ed energia) per le 6 principali variabili: entalpia di liquido e gas (H_l , H_g), velocità di liquido e gas (V_l , V_g), pressione (P) e grado di vuoto (α). Inoltre sono incluse le equazioni di trasporto per considerare fino a quattro tipi di gas incondensabili (x_i) e fino a dodici componenti radio-chimici. I valori di pressione trattabili sono compresi tra 0.1 e 25 MPa, le temperature del gas possono essere comprese tra 20 e 2000 °C e le velocità massime del fluido tali da non superare le condizioni di sonicità. Inoltre il codice include delle relazioni di chiusura riguardanti i principi di conservazione della massa della quantità di moto e dello scambio termico tra le fasi del medesimo fluido e tra ciascuna fase e i confini del sistema termoidraulico. La maturità raggiunta dal codice CATHARE, lo rende uno strumento molto versatile e in grado di simulare praticamente ogni tipo di reattore raffreddato ad acqua, e quindi anche i circuiti termoidraulici convenzionali come, ad esempio, le facility sperimentali.

Il codice CATHARE2 ha una struttura di tipo modulare. Ciascun modulo rappresenta un modello termoidraulico adatto a descrivere un certo tipo di elemento. All'interno del modulo vengono risolte le equazioni di bilancio per le variabili interne ed esterne (giunzioni). Questi moduli possono essere assemblati e combinati attraverso le giunzioni per rappresentare il layout del circuito primario e secondario di qualsiasi reattore e qualsiasi facility sia di tipo ad effetti separati che di tipo integrale.

In relazione al problema idraulico in tutti i moduli presenti all'interno del codice vengono risolte le equazioni di bilancio a due fluidi, acqua e vapore, in condizioni di non-equilibrio sia termico che meccanico e un massimo di quattro gas non condensabili.

Dal punto di vista meccanico possono descriversi fenomeni di:

- stratificazione,
- separazione di fase,
- flussi in co-corrente e contro-corrente,
- CCFL.

In relazione alla soluzione termica, il codice permette di simulare il trasferimento di calore tra fluido e superfici solide, siano esse semplici pareti o barrette di combustibile, prendendo in considerazione tutti i processi di trasferimento del calore, cioè:

- convezione naturale e forzata con liquido sia in regime laminare che turbolento;

- convenzione naturale e forzata con gas sia in regime laminare che turbolento;
- ebollizione nucleata sotto-raffreddata e saturata con criterio di previsione del fenomeno di DNB (Departure from Nucleate Boiling) e della generazione di vapore;
- flusso termico critico (CHF);
- criterio di previsione del fenomeno di dry-out;
- temperatura di ribagnamento (rewetting temperature);
- condensazione a film effetto anche in presenza di gas non condensabili;
- ebollizione a film per moti anulari inversi.

Inoltre esso consente di tenere conto dei fenomeni di trasferimento sia di calore che di massa all'interfaccia di separazione delle fasi, tramite i seguenti fenomeni:

- vaporizzazione del liquido dovuta al vapore surriscaldato;
- condensazione diretta del vapore in contatto con liquido sotto-raffreddato;
- condensazione del vapore o "flash" di liquido dovuto alla presenza di vapore sotto-raffreddato metastabile o liquido surriscaldato.

3.2 Codici di calcolo neutronici

I codici di calcolo neutronici, che descrivono il trasporto di particelle neutre (neutroni e fotoni), possono essere distinti in deterministici e Montecarlo sulla base del tipo di algoritmo utilizzato. I codici "deterministici" utilizzano i metodi alle differenze finite, agli elementi finiti e metodi nodali, per trattare la variabile spaziale e i metodi alle ordinate discrete o armoniche sferiche per trattare la variabile direzionale. La variabile energetica è trattata mediante una discretizzazione in gruppi più o meno fini. Si possono anche suddividere le applicazioni in due categorie: con sorgenti interne che si autogenerano dando così luogo a problemi di autovalore e sono impiegate nel nocciolo dei reattori o nello stoccaggio del combustibile e sorgenti fisse esterne, impiegate nello schermaggio. Mentre le due categorie di algoritmi sono in larga misura complementari, l'uso del metodo Montecarlo è diventato sempre più diffuso a causa del continuo aumento di potenza dei mezzi di calcolo e la possibilità del Montecarlo di prestarsi facilmente alla parallelizzazione.

Mentre il Montecarlo ha il vantaggio di accettare una rappresentazione fedele dei dati riguardanti le sezioni d'urto dei vari materiali così come della descrizione geometrica e di trattare inoltre lo "streaming" con precisione, i metodi deterministici consentono più facilmente una mappatura spazio-energetica completa delle risposte, come ad esempio le distribuzioni di dose, di flusso e di potenza. Inoltre i metodi deterministici permettono più facilmente di calcolare delle differenze di risposta come i coefficienti di reattività nel nocciolo del reattore (coefficiente di vuoto, di Doppler...). Va inoltre ricordato che la progettazione completa del nocciolo richiede a tutt'oggi, un approccio deterministico.

Infine, in alcune circostanze, gli approcci deterministico e Montecarlo possono essere abbinati: un codice deterministico può fornire il termine sorgente per un calcolo successivo Montecarlo, mentre nei problemi di penetrazione profonda, una soluzione deterministica aggiunta può essere utilizzata per accelerare il calcolo Montecarlo.

In ENEA i codici di neutronica maggiormente utilizzati attualmente sono: ERANOS, MCNP/MCNPX e TORT/DORT.

3.2.1 TORT-DORT (Three Dimensional/Two Dimensional Oak Ridge Discrete Ordinates Neutron/Photon Transport Code)

Il codice TORT [4] calcola il flusso o la fluenza di neutroni e/o fotoni dovute a particelle incidenti su un sistema attraverso una sorgente esterna o generata internamente come risultato di interazioni di particelle con i materiali del sistema stesso. TORT viene usato per descrivere un sistema geometrico a 2-3 dimensioni sia in geometria cartesiana che cilindrica, mentre DORT a 1-2 dimensioni. L'applicazione principale concerne la "deep penetration" nel trattare con metodi di trasporto neutroni e fotoni nel sistema dato. Il codice viene utilizzato anche per calcolo di criticità mediante ricerca di autovalore del nocciolo. Sono disponibili numerose possibilità di edizioni di stampa dei risultati ottenuti sia a livello locale che integrati su differenti zone, così come il trasferimento su files di output per successivo utilizzo.

Il codice TORT/DORT [5] risolve l'equazione del trasporto di Boltzmann con il metodo alle ordinate discrete per quanto riguarda la variabile angolare e col metodo alle differenze finite per le variabili spaziali. Speciali sets di quadratura angolare possono essere selezionate per permettere eventualmente di enfatizzare anche particolari direzioni di interesse. La dipendenza energetica viene trattata mediante discretizzazioni a gruppi. La dipendenza dal tempo non viene trattata. L'anisotropia dello "scattering" viene rappresentata mediante l'espansione ad un ordine arbitrario dei polinomi di Legendre e vari metodi sono disponibili per eliminare gli effetti di "scattering" negativo dovuto al troncamento dell'espansione dei succitati polinomi. Calcoli a "coarse meshes" possono essere utilizzati per ridurre tempi e memorie richieste. Particolari attenzioni sulla accuratezza dei risultati sono richiesti in presenza di effetti fisici non lineari, in regioni a bassissima densità materiale, per penetrazioni di particelle in ampie zone, etc...Sono disponibili numerosi programmi ausiliari che preparano la geometria del sistema, files di input per le sezioni d'urto, edizioni di flusso e conversione in vari formati, aggiornamento ed edizioni delle librerie, selezione di flussi al contorno etc...TORT/DORT viene utilizzato per il calcolo in parallelo sulle piattaforme CRAY, per il calcolo scalare sulle stazioni di lavoro IBM RISC 6000, SUN, DEC Alpha and Hewlett-Packard.

3.2.2 ERANOS 2.1 (European Reactor Analysis Optimized System)

Il sistema modulare di calcolo neutronico di core ERANOS [6] è stato sviluppato e validato all'interno di una Collaborazione Europea negli ultimi 20 anni e oltre riguardante soprattutto l'analisi di avanzati reattori a neutroni veloci [7] e in modo tale da rispondere alle esigenze (presenti e future) sia industriali che degli enti di ricerca. Tale sistema modulare consiste di diverse librerie di dati nucleari, di codici deterministici di varia natura e di varie procedure di calcolo.

Il codice è formato da una struttura modulare che permette più facilmente sia evoluzioni che incorporare nuove funzionalità. Blocchi di dati (SETs o EDL) possono essere creati e/o utilizzati dai moduli stessi oppure direttamente dall'utilizzatore per mezzo di un linguaggio di controllo denominato LU ("Language Utilisateur"). Questa struttura modulare permette di collegare insieme differenti moduli in speciali

procedure (PROC) raccomandate sia per calcoli di progetto (rapidi ma meno accurati) che per calcoli di riferimento [8].

Il sistema ERANOS permette di effettuare calcoli di core per reattori veloci, di schermaggio e di ciclo del combustibile. E' un codice deterministico per cui i calcoli di fisica dei neutroni sono ottenuti in due fasi: a livello di cella/reticolo e successivamente a livello di core.

La produzione di sezioni d'urto per calcoli di nocciolo viene effettuata per mezzo del codice di cella/reticolo ECCO ("European Cell Code") [9] accoppiato a librerie di dati nucleari a diversi gruppi di energia mediante un formato ad accesso diretto:

- 1968 gruppi (calcoli di riferimento in ogni genere di applicazione)
- 175 gruppi (calcoli di schermaggio)
- 172 gruppi (calcoli di progetto ottimizzato per uno spettro termico)
- 33 gruppi (calcoli di progetto in uno spettro veloce ed usati generalmente in calcoli standard di core)

Possono essere usate quattro librerie di dati nucleari ottenute dal processamento di files valutati mediante la catena NJOY-CALENDF [9, 10]:

- JECCOLIB2 ottenuta direttamente da valutazioni JEF2.2 (41 nuclidi sono presenti a 1968 gruppi energetici)
- ERALIB1 versione aggiornata della precedente effettuata su esperienze integrali mediante aggiustamenti statistici coinvolgenti 17 nuclidi più rappresentativi di un core
- JEFF-3.1 ottenuta direttamente da valutazioni JEFF3.1 (112 nuclidi sono presenti a 1968 gruppi energetici)
- ENDFB-VI.8 ottenuta direttamente da valutazioni ENDFB-VI.8 (95 nuclidi sono presenti a 1968 gruppi energetici)

A queste si aggiungono anche la libreria: ASPILIB2P (58 nuclidi) proveniente principalmente da valutazioni JEF2.2 con la struttura energetica a 175 gruppi tipica della libreria VITAMIN-J ed avente una maggiore descrizione angolare per i materiali strutturali ed utilizzata per calcoli di schermaggio, DPA ("Displacement Per Atom") riguardante la dose per le principali reazioni neutrone/nuclide di 13 isotopi dell'acciaio ed utilizzata in calcoli di danneggiamento strutturale, KERMA ("Kinetic Energy Release in Materials") che permette calcoli accoppiati neutrone/gamma. Vengono forniti in files separati anche altri dati nucleari come i rendimenti di fissione dei nuclidi pesanti a differenti energie del neutrone incidente, costanti di decadimento, etc..)

Il codice di cella/reticolo ECCO, mediante il metodo dei sottogruppi e per mezzo di tavole di probabilità, risolve l'autoschermo dei nuclidi risonanti col metodo di probabilità di collisione e calcola a gruppi fini la soluzione dell'equazione del trasporto integrale. Le sezioni d'urto così ottenute possono essere condensate in energia e omogeneizzate in spazio e direttamente utilizzate in calcoli di core. Le

geometrie della cella possibili per ECCO sono: piana, cilindrica, reticolo rettangolare o esagonale 2D con o senza scatola, slab 3D utile per combustibile a placche.

Il codice permette, quindi, la risoluzione del flusso spaziale di nocciolo e della reattività sia in maniera diretta che aggiunta; può trattare l'anisotropia dello scattering come pure l'up-scattering e considerare la presenza di una sorgente esterna. Vengono utilizzati i seguenti metodi di calcolo:

- Diffusione alle differenze finite per ogni tipo di geometria cartesiana e 3D-esagonale
- Trasporto S_n alle differenze finite mediante il codice BISTRO (“Bidimensionnel Sn TRansport Optimisé”) in geometria bidimensionale
- Diffusione e Trasporto con il metodo variazionale mediante il codice TGV/VARIANT [8] per geometria 3D sia rettangolare che esagonale

Inoltre sono presenti gruppi di moduli che trattano:

- L'evoluzione (“Burn-up”) delle composizione dei nuclidi sia per gli attinidi che per i prodotti di fissione ed attivazione
- “Post-processing”: a partire dai dati di base di una configurazione (concentrazioni, temperature dei materiali, geometria, catena di evoluzione dei nuclidi pesanti e dei relativi prodotti di fissione...) vengono analizzati i dati di un calcolo spaziale di nocciolo quali ad esempio: bilanci di massa e bilanci neutronici per zona, distribuzione di flusso-potenza e di tassi di reazione, beta effettivo, coefficienti di equivalenza e “breeding gain” etc..
- Analisi perturbative ed di sensibilità per applicazioni particolari (analisi di esperienze, coefficienti di reattività, “follow-up” e “management” del core) col metodo sia standard (“Standard Perturbation Theory”) che generalizzato (“Generalized Perturbation Theory”)

Il software di ERANOS é caratterizzato da una versione di licenza, da una completa documentazione (manuale d'uso e pubblicazioni di fisica del core), da casi test per tipici problemi in garanzia di qualità e da raccomandate procedure di calcolo per specifiche analisi.

Le sorgenti e le procedure di installazione sono fornite per le seguenti piattaforme di calcolo:

- SUN (SOLARIS 5.8)
- IBM RISC (AIX 4.3)
- PC LINUX (REDHAT 7.0 and DEBIAN 2.6.8)

Il codice viene rilasciato ad ENEA grazie ad una “Cooperation Agreement” nel campo della ricerca scientifica e tecnologica con la sigla STC Agreement n.04 (“Specific Topic of Cooperation”) ed ha durata quadriennale a partire da Gennaio 2010, con la possibilità di ulteriori estensioni. Tale accordo ha lo scopo di adattare e validare l'ultima versione del codice relativamente ai reattori nucleari innovativi (GEN IV e ADS).

3.2.3 MCNP/ MCNPX (Monte Carlo Neutron-Particle Transport Code System)

MCNP (Monte Carlo N-Particle Transport Code System) è un codice di calcolo per il trasporto di particelle e di radiazione, sviluppato presso il laboratorio di Los Alamos (USA).

Attualmente (luglio 2010) esistono 2 differenti emissioni del codice, entrambe fornite dall'RSICC (Radiation Safety Information Computational Center) [11] ed entrambe implementate in ENEA nel sistema AFS ("Andrew File System") che permette di accedere ad un gran numero di files e directory su macchine diverse:

- MCNP5 (1.51) [12], il quale trasporta neutroni, fotoni ed elettroni e simula le interazioni nucleari dei neutroni attraverso librerie di sezioni d'urto validate (tipicamente fino a 20 o 150 MeV);
- MCNPX 2.6.0 [13], il quale trasporta 34 differenti tipi di particelle (neutroni, fotoni, elettroni, protoni, deutoni, trizio, alfa, etc...) e usa, oltre alle librerie di sezioni d'urto, dei modelli nucleari che permettono di trattare le alte energie (anche fino ad energie del TeV/nucleone). Recentemente il codice è stato esteso anche al trasporto di ioni (dall'⁵He al ²⁵⁹Fm). MCNPX 2.6.0 consente anche di prendere in esame l'evoluzione temporale della composizione del combustibile sotto irraggiamento ("depletion/burn-up") grazie all'accoppiamento con il codice CINDER'90 [14].

Il laboratorio di Los Alamos ha comunque annunciato [15] che MCNP5 e MCNPX 2.6.0 verranno unificati in un unico codice (MCNP6), che sarà rilasciato a partire probabilmente dal 2011.

MCNP/MCNPX simulano, utilizzando il metodo Monte Carlo, il comportamento di particelle/radiazioni a partire da configurazioni 3D arbitrarie di materiali (le zone geometriche sono delimitate da superfici di 1° e 2° grado e da tori ellittici di 4° grado). Questi codici possiedono un'ampia flessibilità ed un'ampia gamma di applicazioni, tra le quali: reattori nucleari di fissione e di fusione, schermaggio, acceleratori di particelle, rivelatori, radioprotezione, produzione di radioisotopi.

In ambito di fisica del reattore, permettono la stima di un gran numero di grandezze: reattività, corrente, flusso e spettro, tassi di reazione, distribuzione di potenza, dosi, dpa, bruciamento del combustibile, etc... Per quanto riguarda la neutronica, attualmente MCNP viene anche usato per calcoli di valutazioni comparative e/o di validazione, avendo una descrizione fisica del trasporto ritenuta più precisa rispetto a molti altri codici. Infatti consente:

- Una descrizione accurata di geometrie 3D complesse
- La simulazione in modo "quasi-continuo" di interazioni nucleari, di variabili spaziali, energetiche ed angolari

Rispetto ai codici di neutronica di origine deterministica la differenza sostanziale riguarda la metodologia nella risoluzione del problema del trasporto. A causa dell'approccio stocastico che necessita un adeguato "campionamento" della

geometria, dei materiali, delle reazioni e delle energie, il tempo di calcolo è spesso ritenuto troppo elevato per calcoli di “routine” finalizzati al progetto del nocciolo di reattori (calcoli parametrici). D'altra parte, con lo sviluppo di piattaforme di calcolo sempre più potenti e con l'avvento del calcolo parallelo questo problema viene sempre maggiormente ridotto [16].

Per una discussione sulla verifica/validazione di MCNP5-1.50 per quanto riguarda i calcoli di criticità si veda [17], per alcune delle problematiche che riguardano gli errori sistematici nel calcolo causati dalla natura stocastica della risoluzione del problema del trasporto e per una lista più completa di rapporti sulla validazione del codice si faccia comunque riferimento al sito di MCNP5 [12].

MCNP viene rilasciato per le piattaforme UNIX, LINUX, Windows, MacOSX. Può essere implementato sia per il calcolo seriale che per il calcolo in parallelo (in particolare con il protocollo di comunicazione MPI - Message Passing Interface).

Con il codice vengono rilasciate anche diverse librerie di dati nucleari, tra cui:

- la libreria *ENDF/B-VI (release 8)* per neutroni
- *la150h* per protoni
- *e103* per elettroni
- *la150u* per reazioni fotonucleari.

3.3 Codici di calcolo per studi d'incidenti severi

I codici usati sono strumenti di analisi e valutazione in grado di fornire informazioni utili e dettagliate sull'evoluzione temporale dei principali parametri incidentali di riferimento, relativi ad incidenti nucleari, con rilascio all'interno e/o all'esterno di materiale chimico tossico e/o radioattivo.

Tali strumenti permettono di ottenere valide e utili indicazioni al fine di:

- Identificare in tempo reale l'evoluzione incidentale in termini di materiale rilasciato all'interno dell'impianto con possibilità del tracciamento dei principali percorsi di fuga verso l'esterno.
- Gestire il post-incidentale delle parti d'impianto coinvolte.
- Coordinare con approccio di tipo a “gestione informata” in tempo reale l'attivazione ottimizzata dei piani locali d'intervento, sia in caso di incidente in aree convenzionali, compreso l'incendio dentro e fuori l'impianto, sia tipicamente nucleari, compreso l'incendio.
- Gestire e attuare processi per il recupero ambientale di terre ed acque contaminate a distanze variabili dal sito.

Attualmente non esiste un unico mezzo di calcolo capace di fornire tutte le indicazioni necessarie e sufficienti per giungere a valutazioni complete di danno strutturale, di intake energetico alle persone e di impatto ambientale a fronte di situazioni incidentali, generate da eventi iniziatori a bassa e alta pressione. Ciò costringe a doversi servire di strumenti diversi, eterogenei, progettati per funzionare al meglio in ambienti di lavoro differenti, che necessitano quindi di armonizzazione e

di utenti esperti. La complessità dei sistemi da valutare, a seconda delle finalità della ricerca, richiede l'uso di codici d'indagine "integrale" oppure di "effetto singolo". A livello industriale, per indagare su aspetti fenomenologici non molto estesi nel sistema e ben delineati nelle loro condizioni iniziali e al contorno, per avere risposte in breve tempo non si disdegna l'uso di codici semi-empirici, come ad esempio il MAAP4. A livello di ricerca, invece, si preferisce ricorrere o a codici integrali o multimodulari o a codici meccanicistici ad effetto singolo. Generalmente la struttura di calcolo è basata su un approccio fisico-matematico detto "a parametri concentrati", molto utile per avere risposte in tempi relativamente brevi pur assicurando una buona validità scientifica dei risultati. Indagini con uso di codicistica a parametri concentrati sono spesso indirizzate ad aspetti di termo fluidodinamica e di trasporto del termine sorgente rilasciato in fase incidentale. Quando il dettaglio locale da analizzare richiede estrema puntualità e forte concentrazione in un'area poco estesa, ma molto importante ai fini delle decisioni da prendere, si fa ricorso ai codici "multidimensionali fluidodinamici".

Al momento in ENEA, così come in molte altre organizzazioni di ricerca internazionali di paesi in cui il programma di utilizzo di energia nucleare è molto avanzato, si fa intenso uso di codicistica a parametri concentrati, sebbene questo non voglia dire che, all'occorrenza, non si possa fare ricorso anche a quella di tipo fluidodinamico multidimensionale.

Gli strumenti attualmente usati in ENEA per l'analisi e valutazione delle conseguenze di incidenti severi negli impianti nucleari e nelle interfacce impianto-sito e sito-ambiente, sono:

- Il codice integrale d'impianto MELCOR, per analisi legate a sequenze individuate a seguito di studi di PSA di livello 2 (impianto), sviluppato dai SANDIA National Laboratories (USA) per conto della USNRC;
- il codice multimodulare d'impianto ASTEC, per analisi legate a sequenze individuate a seguito di studi di PSA di livello 2 (impianto), sviluppato dalle europee IRSN (Francia) e GRS (Germania), in fase di validazione dal Network of Excellence SARNET, progetto finanziato dalla UE nell'ambito del 7° Programma Quadro EURATOM, a cui l'ENEA partecipa;
- il codice multidimensionale d'ambiente RADCAL-II, per analisi legate a sequenze individuate a seguito di studi di PSA di livello 3 (ambiente), sviluppato in ENEA, in fase di validazione in collaborazione con altre istituzioni di ricerca nazionali e internazionali.
- Il codice d'ambiente GENII-LIN, per analisi legate a sequenze individuate a seguito di studi di PSA di livello 3 (ambiente), sviluppato dall'Università di Bologna sulla base del codice GENII americano.
- Il programma ArcMap, appartenente alla piattaforma GIS, per la mappatura di concentrazioni e/o dosi nelle aree territoriali d'interesse alle specifiche indagini. Tra le diverse funzionalità di questo programma, molto utile è la possibilità di produrre una rappresentazione grafica georeferenziata dell'evoluzione di un qualsiasi evento variabile nel tempo relativamente ad una determinata zona geografica. A partire da questa condizione, una volta noti i valori di concentrazione di un qualunque fattore inquinante e le condizioni meteorologiche del sito, è possibile ottenere una mappa dell'evento dettagliata ed interattiva.

3.3.1. ASTEC V2

Lo scopo del codice ASTEC (Accident Source term Evaluation Code) [18 – 20] è quello di simulare l'intera sequenza di un incidente nucleare severo, a partire dall'evento iniziatore fino al rilascio di material radioattivo al di fuori del contenimento. Le sue applicazioni, pertanto, sono:

- Studi del termine sorgente;
- Studi di PSA-2 (Probabilistic Safety Assessment level 2);
- Studi per la gestione degli incidenti;
- Analisi delle prove sperimentali per migliorare la comprensione dei fenomeni in atto.

Il codice è costituito da diversi moduli che possono lavorare da soli o accoppiati (vedi figura 1):

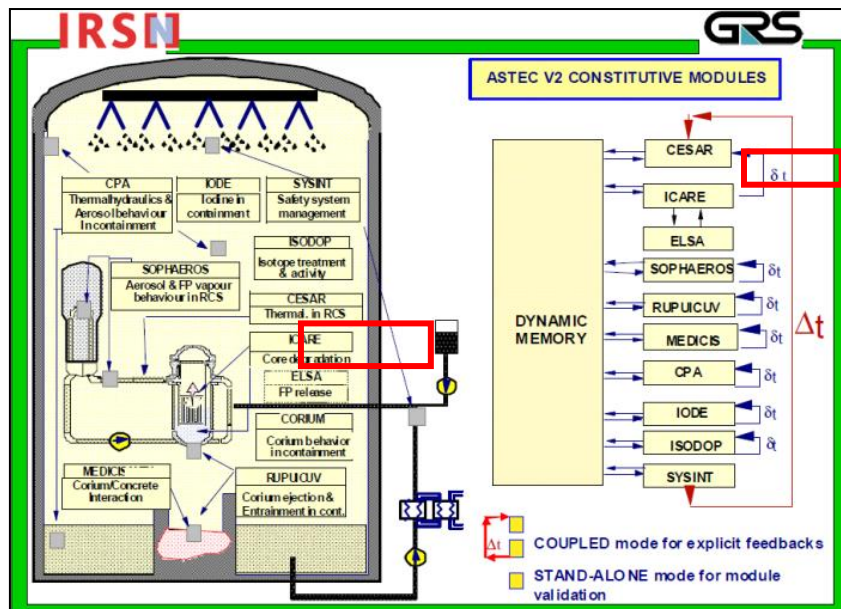


Fig. 1: Schema of the ASTEC V2.0 Modules and of the Code Structure and Running Mode.
 FONTE: ASTEC CODE - IRSN

- ICARE: Descrive i fenomeni che avvengono durante la fase di degradazione nocciolo (fuel rods heat-up, clad oxidation, melting, corium behavior and others).
- ELSA: Descrive il rilascio dei prodotti di fissione e dei materiali strutturali provenienti dalla degradazione del nocciolo.
- CESAR: Descrive la termoidraulica del circuito primario e secondario.
- SOPHAEROS: Simula il trasporto dei PF (sia vapori sia aerosol) dal RCS (Reactor Cooling System) al contenimento attraverso un flusso di gas.
- RUPUICUV: Simula il DCH (Direct Containment Heating), ossia il passaggio del corium caldo dal vessel alla cavity dopo il fallimento della Lower Head e la sua possibile ossidazione e passaggio al contenimento.
- CORIUM: Rappresenta la distribuzione del corium dentro il contenimento.
- MEDICIS: Simula il MCCI (Molten Core-Concrete Interaction) a seguito della rottura del vessel.
- CPA: Simula la termoidraulica e il comportamento degli aerosol all'interno del contenimento.

- PROCO: Simula la combustione di H₂.
- IODE: Simula il comportamento dello iodio all'interno del contenimento.
- ISODOP: Simula il decadimento dei PF e degli attinidi.
- SYSINT: Permette di simulare l'entrata in funzione dei sistemi di safety (safety injection systems, pressurizer spray and heaters, hydrogen recombiners and others).
- DOSE: Nuovo modulo che permette di valutare il rateo di dose nel contenimento durante la fase gassosa.

Come risultato di una simulazione si possono ottenere le evoluzioni temporali per tutto l'arco del fenomeno per diversi parametri, per esempio temperatura, pressioni, concentrazioni di elementi, sia in formato file di testo, sia grafico.

3.3.2. RadCal-II

RadCal-II [21] è un codice sviluppato in linguaggio Visual Basic utilizzato per l'analisi delle conseguenze di rilasci incontrollati di sostanze radioattive in atmosfera. Permette di calcolare i valori georeferenziati di dose assorbita totale, dose assorbita e dose equivalente servendosi di parametri specifici che caratterizzano: la posizione geografica del sito, la classe di stabilità atmosferica di riferimento, la geometria della sorgente e il tipo di rilascio, nonché la configurazione architettonica dell'area urbana interessata dal passaggio della nube radioattiva.

Il modello diffusionale si basa sulle formule di Gauss e prevede soluzioni per il corto raggio e per il lungo raggio:

I calcoli per il campo corto si basano su un approccio Gaussiano che utilizza coefficienti di dispersione calcolati in base a dati sperimentali provenienti dalla galleria del vento di Karlsruhe, il modello prevede la determinazione di due grandezze fondamentali: il Raggio di omogeneizzazione (R_0) e l'angolo di impatto (β). R_0 è un valore che dipende dalle dimensioni che caratterizzano gli ostacoli e dal valore di β , definito come l'angolo tra la direzione del vento e l'orientamento preferenziale dei canyon urbani di riferimento.

Le perturbazioni causate dalla presenza di agglomerati urbani sono calcolate attraverso la determinazione di parametri derivanti dal tipo di configurazione architettonica, in base a questi il codice determina la configurazione prestabilita che meglio approssima quella reale e che funge da fattore complementare per lo sviluppo del modello diffusionale.

La classificazione dei layout è la seguente:

- agglomerato urbano standard: struttura urbana uniforme con variazioni di altezza dei palazzi inferiori al 10% rispetto all'altezza media.
- insediamento industriale : configurazione standard dello sviluppo di industrie chimiche e manifatturiere, con uno o più camini e percorsi al suolo tipici delle aree interne degli stabilimenti.
- configurazioni a canyon variabile: caratterizzate da range di valori prestabiliti dei rapporti tra le dimensioni dei palazzi e quelle delle strade.

L'output del codice è rappresentato da valori di dose relativi ai diversi radionuclidi che intervengono durante il rilascio. Questi sono tabulati e distribuiti spazialmente su una griglia la cui risoluzione dipende dal passo di calcolo determinato dall'utente,

inoltre l'area di territorio massima interessata dal calcolo è stabilita dal codice in base ai parametri relativi alle condizioni al contorno inseriti come input.

3.3.3. GenII-Lin (Generation Two)

GenII-Lin [22] è un codice di radioprotezione che integra i modelli di dosimetria interna suggeriti dall'International Commission on Radiological Protection (ICRP) con i modelli di analisi delle vie ambientali usati ad Hanford. Il sistema GENII-LIN offre:

- la possibilità di calcolare la dose di radiazione sia per i rilasci acuti sia per quelli cronici, con le opzioni per la dose TOTALE, la dose impegnata e la dose equivalente;
- la possibilità di fare stime in base alle vie di esposizione (Exposure Pathways), compresa l'esposizione diretta, attraverso l'acqua (spiagge, canottaggio e pesca), il terreno e l'aria (nube semi-infinita e modello limitato della nube), l'inalazione e l'ingestione.

I tipi di rilascio considerati sono :

- rilascio acuto in aria, dal livello del suolo, da punti elevati o dall'acqua;
- rilascio cronico in aria, dal livello del suolo, da punti elevati o dall'acqua;
- contaminazione iniziale del terreno o della superficie.

Il codice GENII-LIN, è costituito da sei programmi : ENV, ENVIN,DOSE, INTDF, EXTDF e DITTY provvisti delle rispettive librerie di dati che contengono il sistema di dosimetria di Hanford (Generation II) per valutare le potenziali dosi di radiazione agli individui o alla popolazione dovute sia a situazioni di routine e a rilasci accidentali di radionuclidi. ENVIN controlla la lettura e l'organizzazione degli archivi di entrata per ENV, che calcola il trasferimento all'ambiente, l'assorbimento e l'esposizione umana ai radionuclidi. ENV scrive le concentrazioni medie annuali ed i ratei di intake in un file di trasferimento di dati intermedio che viene successivamente usato dal programma DOSE. DOSE converte questi dati in dose di radiazione e calcola la dose esterna usando i fattori generati dal modulo EXTDF e la dose interna usando i fattori generati dal modulo INTDF. Il codice, calcola la dose impegnata, la dose equivalente e la dose TOTALE massima e inoltre fa un calcolo del contributo alla dose di ciascuna via di esposizione e di ciascun radionuclide.

3.3.4. GRASS (Geographic Resources Analysis Support System)

GRASS [23] è un Sistema Informativo Geografico (GIS) utilizzato per la gestione, elaborazione, modellamento spaziale e visualizzazione di dati geografici bi- e tri-dimensionali. E' un software libero (Open Source Free Software) che può essere acquisito, modificato e ridistribuito nei termini del GNU GPL (General Public License). GRASS si è diffuso nell'ultimo decennio soprattutto in ambito accademico, ma la potenza e flessibilità del sistema e la migliorata facilità di installazione e d'uso nelle ultime versioni, e ancora l'esistenza di versioni di Linux di facile installazione ed utilizzo l'hanno reso appetibile anche per gli utilizzatori professionali e le Pubbliche Amministrazioni. Il sistema è organizzato su tre livelli: core, moduli e interfaccia grafica. È scritto principalmente in C, con alcuni moduli in FORTRAN. L'interfaccia

grafica normalmente utilizzato usa il linguaggio interpretato Tcl/Tk, ma esiste una (vecchia) versione non-free Motif. I moduli sono organizzati per gruppi:

- d. comandi per la gestione del display grafico;
- g. comandi per la gestione dei file;
- i. comandi per il processamento di immagini;
- r. comandi per l'elaborazione di dati in formato raster;
- v. comandi per l'elaborazione di dati in formato vettoriale;
- r3. comandi per l'elaborazione di dati raster tridimensionali;
- p./ps. comandi per la creazione e gestione di file postscript per la stampa di mappe.

Comprende oltre 350 moduli per l'elaborazione di dati vettoriali (2D/3D), raster e voxel. Ha diverse interfacce per l'integrazione con altri programmi di geostatistica, basi di dati, applicazioni geografiche su internet e altri pacchetti GIS. E' il più grande progetto GIS nell'ambito degli Open Source e può essere utilizzato sia come GIS Desktop che come elemento principale di una più completa infrastruttura GIS. Ecco alcune funzionalità:

- Ortho-Rettifica;
 - Visualizzazione 3-D;
 - Creazione e modifica DEM (Digital Elevation Model);
 - Rilievi ombreggiati con precisione 16-bit;
 - Generazione ed etichettatura delle isometriche (Contour Lines);
 - Generazione automatica, Digital Line Graph (DLG);
 - Analisi statistica;
 - Conversione di coordinate Ri-proiezione di dati Raster e vettoriali in piu' di 120 proiezioni supportate;
 - Classificazione e Riclassificazione di mappe raster e vettoriali;
 - Analisi dati Geostatistici e Spaziali : Varianza, Neighbor, Surface, Prediction .
 - Poligoni tematici generati autonomamente da immagini legate a Remote Sensing
- Esporta e importa dati GIS Data, completi degli attributi e 40 formati di file GIS compresi: GeoTiff, Tiff, DXF, SDTS, DEM, Shape, ELAS, PNG, ARC, MIF, Tiger, Garmin, ASCII .

GRASS è sviluppato in ambiente UNIX e portato su altri sistemi, tra cui: UNIX-like (Solaris, IRIX, Linux, BSD) con interfaccia grafica e terminale in XWindows, MSWindows (NT/2000/XP con Cygwin), MacOS X e Java (JGRASS, sperimentale).

Nell'ambito degli studi di incidenti severi che coinvolgono impianti nucleari, importando i risultati ottenuti Rad-Cal e GenII-Lin, il GRASS è utilizzato per la mappatura 2D e 3D delle sostanze radioattive sul territorio, fornendo un mezzo efficace per analisi di impatto ambientale.

3.3.5. MELCOR

MELCOR [24, 25] è un codice di calcolo ingegneristico il cui scopo principale è modellare la progressione di un incendio severo in una centrale nucleare ad acqua leggera. MELCOR è un codice di tipo "integrale", cioè tratta sotto un'unica cornice (un'unica struttura) un ampio spettro di fenomeni relativi ad incidente severi sia in impianti tipo BWR sia di tipo PWR. Le applicazioni principali del MELCOR sono la

stima del rilascio dei prodotti di fissione (detto termine sorgente) a seguito di un incidente severo e del conseguente studio di sensibilità ed incertezza.

Il codice MELCOR è composto da un driver eseguibile principale chiamato MELCOR Executive (EXEC) e da una serie di moduli o pacchetti che tutti insieme modellano i componenti principali di una centrale nucleare e di come questi interagiscono tra di loro in caso di incidente severo.

I componenti, i sistemi tipici di una centrale nucleare e la loro risposta a condizioni incidentali che vengono trattati da MELCOR sono:

- risposta termoidraulica del circuito primario di raffreddamento del nocciolo, cavità del reattore, edificio di contenimento, edifici di confinamento;
- scoprimento del nocciolo a seguito di una perdita di refrigerante, surriscaldamento del combustibile, ossidazione del cladding, degradazione (perdita di geometria) delle barrette di combustibile, fusione e rilocazione del materiale del nocciolo;
- surriscaldamento della parte inferiore del recipiente a pressione del reattore (reactor vessel lower head) a causa della fusione del nocciolo e conseguente rilocazione del materiale. Viene considerato lo stress termico e meccanico a cui la parte inferiore del recipiente a pressione del reattore viene sottoposta e la possibilità di cedimento, con versamento di materiale nella cavità del reattore;
- reazione del materiale fuso del nocciolo con il calcestruzzo della cavità e conseguente generazione di aerosol;
- produzione di idrogeno dentro e fuori dal vessel, trasporto e combustione;
- rilascio dei prodotti di fissione (aerosol e vapore), trasporto e deposizione;
- comportamento degli aerosol radioattivi all'interno dell'edificio di contenimento del reattore, incluso il gorgogliamento (scrubbing) nell'acqua di piscina e altri fenomeni nell'atmosfera quali la agglomerazione e decantazione gravitazionale;
- impatto dei sistemi ingegneristici di sicurezza sul comportamento termoidraulico e radiotossico dell'incidente;

I vari pacchetti che compongono il codice sono stati sviluppati seguendo una ben precisa struttura modulare con lo scopo che possano interfacciarsi tra di loro. Ciò permette lo scambio di informazione tra i vari pacchetti in modo da consentire l'accoppiamento dei vari fenomeni coinvolti durante ogni passo di tempo. Uno sviluppo così modulare facilita anche la possibilità di aggiornamento e manutenzione del codice stesso.

Inizialmente MELCOR fu immaginato come un codice preminentemente parametrico in accordo con modelli di complicati fenomeni fisici, con lo scopo di creare un codice di calcolo veloce per un'immediata comprensione dell'evoluzione dell'incidente severo. Ciononostante col passare del tempo si sono ridotte le incertezze associate alle varie fenomenologie e i modelli implementati in MELCOR sono diventati sempre più accurati (best estimate). La maggior parte dei modelli implementati nell'ultima versione di MELCOR sono meccanicistici con la capacità di fornire risultati confrontabili con quelli di codici ben più dettagliati di qualche anno fa. In ogni caso, l'uso di modelli puramente parametrici è limitato a fenomeni che presentano ancora un grande livello di incertezza dove non esiste ancora un consenso per un approccio deterministico.

L'utilizzo di MELCOR è spesso associato ad analisi di incertezze e studi di sensibilità. A tale scopo, molti dei modelli meccanicistici sono stati implementati con la possibilità di potere affinare diversi parametri senza affettare la natura meccanicistica del modello, permettendo anzi di capire come variando certi parametri varia l'evoluzione dell'incidente. I parametri di questo tipo, così come altri parametri che controllano i criteri di convergenza e i limiti di iterazione, vengono denominati *coefficienti di sensibilità* e possono essere modificati in fase di input.

La modellazione in MELCOR è piuttosto flessibile, introducendo l'uso di *volumi di controllo* nella descrizione dell'impianto. L'utente non viene obbligato a nodalizzare in un determinato modo il sistema che vuole simulare, permettendo la scelta di quanto dettagliato deve essere a seconda di ciò che si vuole esaminare. Una geometria specifica per i reattori nucleari si impone solamente per il nocciolo, ma anche qui un modello basilare è sufficiente per rappresentare il nucleo di un BWR o un PWR, con un notevole grado di libertà che permette trattare reattori di tipo occidentale, ma anche reattori di tipo russo quali RBMK e VVER.

La versione attualmente più diffusa e utilizzata di MELCOR è la 1.8.6, disponibile da giugno 2005. La versione 2.0 è stata pubblicata nel settembre del 2007, mentre l'ultima versione disponibile è la 2.1 rilasciata a gennaio 2010. La differenza tra la versione 2.0 e 1.8.6 è solo formale in quanto non è stato implementato o modificato nessun modello con rispetto alla versione 1.8.6.

La versione 1.8.6 di MELCOR invece introduce molti miglioramenti rispetto alla versione precedente, specialmente per quanto concerne la modellazione del nocciolo per rappresentare meglio la fase finale dell'incidente severo. I nuovi modelli che sono stati introdotti sono:

- geometria semisferica della parte inferiore del recipiente a pressione del reattore
- simulazione di pozze di materiale fuso sia nella parte inferiore e superiore del recipiente a pressione del reattore
- formazione di croste
- convezione all'interno delle pozze di materiale fuso
- stratificazione delle pozze di materiale fuso in ossidi e metalli, nonché ripartizione di radionuclidi fra i vari strati
- estinzione con allagamento (reflood quench model)
- rilascio di argento dalle barre di controllo
- nuovo modello di ossidazione delle barre di controllo in B4C
- capacità di modellare la parte esterna del nocciolo di un PWR
- flash di materiale surriscaldato

I manuali di MELCOR sono suddivisi in tre volumi:

- Volume 1: MELCOR User's Guides contiene le istruzioni per generare un file input per ogni pacchetto e vari suggerimenti
- Volume 2: MELCOR Reference Manuals descrive i modelli utilizzati per rappresentare i vari fenomeni in ogni pacchetto
- Volume 3: esempi e demo.

I pacchetti che compongono MELCOR sono:

- **Burn (BUR)**: modella la combustione di gas all'interno dei volumi di controllo. I modelli impiegati considerano gli effetti della combustione su base globale,

cioè senza considerare la cinetica di reazione o la traccia del fronte di propagazione di fiamma. I modelli contenuti in questo pacchetto sono basati su quelli di un codice chiamato HECTR 1.5.

- **Cavity (CAV):** modella l'attacco di materiale del nocciolo fuso (o comunque molto caldo) al calcestruzzo che compone la cavità del reattore. Include gli effetti del trasferimento di calore, ablazione del calcestruzzo, cambio della forma della cavità e generazione di gas, usando modelli provenienti da un codice chiamato CORCON-Mod3. Questo pacchetto è integrato alla parte termodinamica dei volumi di controllo, alla sorgente di detriti provenienti dal nocciolo (pacchetto COR) e/o interazioni di combustibile sparso (Fuel Dispersal Interactions FDI). I modelli di rilascio dei prodotti di fissione vengono invece inclusi nel pacchetto RN.
- **Condenser (CND):** modella gli effetti del Isolation Condenser System (ICS) e del Passive Containment Cooling System (PCCS), ambi sistemi che usano scambiatori di calore sommersi in grandi piscine d'acqua. Tali sistemi sono contenuti in vecchie centrali di tipo BWR e nelle nuove centrali semplificate SBWR, con lo scopo di condensare il vapore che si genera nel nocciolo e re-immetterlo nel circuito primario di raffreddamento. Solo le centrali di tipo SBWR contengono il sistema passivo di raffreddamento dell'edificio di contenimento (PCCS) per abbassare la pressione creata da vapore nel drywell in caso di LOCA o quando le valvole di sfogo vengono usate per controllare la pressione del reattore ed uguagliarla alla pressione del contenimento (in caso di incidente). Questo uguagliare le pressioni del vessel e del contenimento permette il drenaggio per gravità dell'acqua dalle piscine che si trovano sopra il vessel all'interno del vessel. La rimozione o il trasporto dei prodotti di fissione e degli aerosol non è modellato.
- **Core (COR):** calcola la risposta termica del nocciolo e delle strutture contenute nella parte inferiore del recipiente a pressione (lower plenum). Questo pacchetto modella anche la rilocazione del nucleo e dei materiali strutturali contenuti nella parte inferiore del recipiente a pressione durante la fusione, crollo e la formazione di pozze di materiale fuso e detriti, incluso il cedimento del recipiente a pressione e la fuoriuscita dei detriti nella cavità del reattore. Il pacchetto calcola l'energia che viene trasferita a e dal pacchetto CVH (volumi di controllo) e dal pacchetto HS (strutture termiche). Viene data una spiegazione dei modelli fisici usati nel pacchetto, compreso la maniera di nodalizzare e lo schema di calcolo, lo scambio di calore e i modelli di ossidazione, i modelli di rilocazione di massa e il modello standard per la lower head.
- **Control Volume Hydrodynamics-Flow Path (CVH/FL):** sono i pacchetti responsabili per modellare il comportamento termo-idraulico del refrigerante e dei gas. Il primo (CVH) tratta i volumi di controllo e i loro contenuti, l'ultimo (FL) tratta le connessioni che permettono il trasferimento di contenuti fra i volumi di controllo. la differenza fra CVH e FL è principalmente utile per discutere gli input e gli output di MELCOR. Eventuali fenomeni modellati da altri pacchetti in MELCOR che hanno un impatto termodinamico o termoidraulico vengono rappresentati come conseguenze derivanti da fonti di energia, massa, volumi disponibili, resistenze idrauliche o flussi. Le equazioni di stato dei materiali termodinamici sono contenute nel pacchetto CVH, che a

sua volta usa le proprietà dell'acqua e dei gas non condensabili presenti nel pacchetto NCG (NonCondensibile Gas).

- **Decay Heat (DCH):** modella la potenza residua di decadimento che deriva appunto dal decadimento dei prodotti di fissione. Il calore di decadimento viene valutato per i materiali del nucleo contenuti nel recipiente a pressione e nella cavità, anche per aerosol in sospensione o depositati e gas. MELCOR accoppia la termo-idraulica con il comportamento dei prodotti di fissione durante il calcolo dell'incidente. Tanto i radionuclidi presenti nel reattore al momento dell'incidente e i radionuclidi che da essi si generano contribuiscono al calore di decadimento. Nel calcolo del calore di decadimento, MELCOR non tratta esplicitamente ogni catena di decadimento in quanto sarebbe troppo costoso in termini di uso del processore. Quando il pacchetto RN (radioNuclide) è attivo, il calore di decadimento è calcolato per ogni classe di radionuclide usando delle tabelle pre-calcolate con ORIGEN. Se il pacchetto RN è disattivato, il calore di decadimento dell'intero nocciolo viene calcolato con delle funzioni specificate dall'utente.
- **Fan Cooler (FCL):** modella la fisica dei vari sistemi ingegneristici di sicurezza (Engineered Safety Features ESFs) in una centrale nucleare. Il pacchetto FCL costituisce un sottopacchetto del pacchetto ESF e calcola lo scambio di massa e calore risultante dall'operazione dei fan coolers. La rimozione dei vapori dei prodotti di fissione e degli aerosol mediante fan coolers viene modellata dentro al pacchetto RN. Questi modelli non sono ancora stati implementati.
- **Fuel Dispersion (FDI):** modella sia la fuoriuscita del combustibile fuso a bassa pressione dal recipiente a pressione del reattore nella cavità, sia la fuoriuscita ad alta pressione di materiale fuso sempre dal recipiente a pressione con possibilità di dispersione dei detriti su più volumi di controllo associati all'edificio di contenimento e superfici di essi. Non viene considerata la possibilità di esplosione di vapore che può avvenire nella reazione combustibile fuso-refrigerante.
- **Heat Structures (HS):** calcola la conduzione di calore in una struttura solida intatta e lo scambio di energia attraverso le superfici al contorno con i volumi di controllo. Le capacità di modellazione può trovare applicazione nel recipiente a pressione (pareti e componenti interni), strutture e pareti nell'edificio di contenimento, barre di combustibile contenente o meno materiale nucleare, generatori di vapore, tubature, eccetera.
- **Material Properties (MP):** modella le proprietà fisiche di cui hanno bisogno altri pacchetti. Si ricorre all'uso di leggi analitiche, correlazioni empiriche, tabelle. L'utente può definire nuovi materiali attraverso appositi input oppure cambiare le proprietà standard dei materiali esistenti in MELCOR.
- **NonCondensibile Gas (NCG) e H₂O:** i gas non condensabili vengono modellati come gas ideali. Il calore specifico a volume costante viene approssimato come una espressione analitica in funzione della temperatura. L'equazione di stato per l'acqua si basa sull'espressione analitica della funzione di Helmholtz usata per generare le tabelle di vapore secondo Keenan e Keyes.
- **Passive Autocatalytic Hydrogen Recombiner (PAR):** è un sotto-pacchetto del pacchetto ESFs (Engineered Safety Features) che modella i vari sistemi

ingegneristici di sicurezza in una centrale nucleare. Calcola la rimozione di idrogeno dall'atmosfera grazie all'intervento dei ricombinatori passivi.

- **RadioNuclide (RN):** include una breve descrizione dei modelli impiegati nel pacchetto, compreso il formato dell'input, la discussione dell'output tipici in un calcolo di centrale.
- **Containment Sprays (SPR):** modella lo scambio di calore e massa tra le gocce degli spray di emergenza e l'atmosfera all'interno dell'edificio di contenimento

3.4 Codici di calcolo per Probabilistic Safety Assessment

Il PSA (Probabilistic Safety Assessment) di una centrale nucleare di potenza fornisce un approccio sistematico per individuare le sequenze degli incidenti che possono verificarsi a seguito di una vasta gamma di eventi iniziatori ed include una valutazione realistica delle frequenze degli incidenti e delle relative conseguenze.

La metodologia PSA è considerato utile per la valutazione della sicurezza dell'impianto e per il corrispondente processo di licensing: la analisi probabilistica di rischio è in grado di fornire importanti indicazioni per la sicurezza e di individuare misure che i progettisti possono utilizzare per aumentare la sicurezza degli impianti.

Negli studi relativi al PSA, in generale, gli scenari incidentali sono modellati attraverso la tecnica degli ET (Event Tree), che permette di identificare tutte le diverse catene di sequenze di incidenti derivanti dagli eventi iniziatori. Lo sviluppo degli ET implica che ciascuna sequenza rappresenta una certa combinazione di eventi, corrispondente al successo o mancato funzionamento dei sistemi di sicurezza. Così gli ETs, a partire dagli iniziatori, si ramificano dopo il successo o il fallimento dei sistemi di sicurezza, fornendo quindi una serie di conseguenze alternative. L'analisi di sistema che adotta il FT (Fault Tree) è il modo più semplice per valutare l'indisponibilità di un sistema di sicurezza, per l'arresto della sequenza o attenuarne le conseguenze, in quanto permette di identificare tutte i potenziali modi di guasto e valutare la probabilità di guasto.

La metodologia PSA, che è ampiamente usata nell'industria nucleare così come in altri settori di sistemi complessi, si basa su:

- 1) l'identificazione di scenari incidentali innescati da un evento iniziatore (IE, Initiating Event),
- 2) la determinazione di sistemi di sicurezza che fungano da barriere e difese contro questi scenari,
- 3) la decomposizione dei sistemi in componenti, associando le modalità di guasto e la relativa probabilità,
- 4) la valutazione della frequenza degli scenari.

Due elementi della metodologia di PSA in genere si distinguono:

o l'albero di eventi (ET, event tree), che viene utilizzato per modellare gli scenari incidentali: esso rappresenta le sequenze del funzionamento o meno dei sistemi di sicurezza deputati a far fronte agli eventi iniziatori ed a mitigare le conseguenze di ogni sequenza

o l' albero dei guasti (FT, fault tree) che analizza in maniera sistematica tutte le possibili cause di malfunzionamento che provocano il fallimento della funzione di sicurezza all'interno di uno scenario incidentale modellato dal ET. L'analisi FT viene eseguita per ognuno dei sistemi di sicurezza, richiesto in risposta al IE.

In sintesi, la metodologia adottata per l'analisi comprende le seguenti tasks principali:

- individuazione di eventi iniziatori o di gruppi di eventi iniziatori di sequenze di incidenti: ogni iniziatore è definita da una certa frequenza;
- analisi di sistema: individuazione delle funzioni da svolgere in risposta a ciascun evento iniziatore, per evitare i danni all'impianto o per attenuare le conseguenze e l'identificazione dei sistemi corrispondenti che svolgono queste funzioni (definite sistemi di front-line): per ogni sistema la probabilità del fallimento è valutato, in base al modello ad albero di guasto;
- sviluppo di sequenze di incidenti con la costruzione di alberi degli eventi per ogni singolo evento iniziatore o gruppo di eventi iniziatori;
- analisi di sequenze di incidenti per valutare le frequenze di tutte le sequenze di incidenti rilevanti;
- identificazione delle sequenze dominanti basandosi sulla analisi frequenze-conseguenze, identificando cioè quelle che presentano le conseguenze più gravi al personale, l'impianto, il pubblico e per l'ambiente e la definizione di scenari incidentali di riferimento che dovranno essere successivamente valutati tramite l'analisi deterministica del corrispondente transitorio (per esempio per mezzo di codice termoidraulico), al fine di verificare il rispetto dei criteri di sicurezza.

Nella pratica internazionale tre i livelli di PSA che si sono evoluti:

PSA Livello 1: identifica le sequenze di eventi che possono portare a danneggiamento del nocciolo, le stime della relativa frequenza (CDF, Core Damage Frequency), e permette di evidenziare i punti di forza e di vulnerabilità dei sistemi connessi alla sicurezza e delle procedure previste per prevenire il danneggiamento del nocciolo.

PSA Livello 2: valuta la progressione cronologica delle sequenze incidentali di danneggiamento del nocciolo individuate nel livello 1 PSA, che include una valutazione quantitativa dei fenomeni derivanti da gravi danni a combustibile del reattore, e identifica i modi in cui i rilasci radioattivi associati al combustibile possono dar luogo a rilasci all' ambiente. Viene stimata inoltre la frequenza, quantità e altre caratteristiche pertinenti del rilascio radiologico per l'ambiente. Questa analisi fornisce ulteriori spunti di riflessione l'importanza relativa della prevenzione degli incidenti e delle misure di mitigazione e le barriere fisiche al rilascio di materiale radioattivo per l'ambiente (per esempio, un edificio di contenimento).

PSA livello 3: per le sequenze di incidenti che portano ad un rilascio di radioattività nell'ambiente stime della salute pubblica e di altri rischi sociali come la contaminazione di terreni o di cibo.

I PSA sono inoltre classificati a seconda della gamma degli eventi iniziatori (eventi interni e/o esterni) e modalità di funzionamento dell'impianto in esame (ad esempio piena potenza o shutdown).

Il codice Risk Spectrum è lo strumento di calcolo più comunemente utilizzato dagli analisti per l'analisi di affidabilità e di rischio, basato sulla tecnica degli alberi dei guasti e degli alberi degli eventi.

3.4.1 Risk Spectrum

Il codice Risk Spectrum [26] viene utilizzato negli studi di PSA soprattutto relativamente al livello 1, per la valutazione del CDF, relativo alle sequenze incidentali definite attraverso l'albero degli eventi. Nel modellare il sistema ogni modo di guasto di un componente viene rappresentato come un singolo "basic event". La valutazione del rischio viene ottenuta propagando la probabilità di guasto e le distribuzioni dei parametri attraverso il PRA ed i relativi modelli per le incertezze. Inoltre permette di effettuare la analisi delle incertezze e l'analisi di importanza/sensibilità mediante simulazione Monte Carlo, dove gli inputs vengono presi dalle distribuzioni assegnati ai parametri in gioco.

Inoltre, pur essendo tipicamente utilizzato per il livello 1, esso trova applicazione, opportunamente modificato, anche per il livello 2. Risk Spectrum è il codice di simulazione adottato per gli studi di PSA dei reattori EPR attualmente in fase di costruzione in Finlandia ed in Francia.

3.5 Codici di calcolo per studi del comportamento del combustibile

L'analisi di sicurezza di uno specifico reattore nucleare, deve considerare, accanto a situazioni di normale funzionamento dell'impianto, caratterizzate da opportuni limiti operativi, condizioni incidentali che per frequenza e potenziale danno vengono categorizzati in design basis accidents (DBA) ed incidenti severi.

Garantire che le conseguenze radiologiche per la popolazione siano comunque limitate durante l'esercizio di un impianto nucleare è uno dei criteri principali che guida la verifica di sicurezza e il design dell'impianto stesso [27]. In particolare, la matrice del combustibile e la guaina della fuel pin, rispettivamente prima e seconda barriera al rilascio dei prodotti di fissione radioattivi che si sono accumulati nel corso dell'irraggiamento in reattore, devono dimostrare di possedere durante i transitori incidentali adeguati margini di sicurezza rispetto ai criteri di accettabilità fissati dalle rispettive Autorità nazionali.

L'analisi di sicurezza nei reattori ad acqua leggera (LWR) identifica nelle tipologie loss of coolant accident (LOCA) e reactivity-initiated accident (RIA), transitori incidentali che possono compromettere l'integrità della fuel pin. Nel LOCA, l'evento iniziatore è una rottura 'a ghigliottina' del circuito primario tra le pompe e il vessel che causa una drastica riduzione dell'asportazione del calore prodotto dagli elementi di combustibile, nel RIA, l'evento iniziatore è una inserzione di reattività, in seguito a malfunzionamento del sistema di controllo, che causa, localmente, un repentino aumento di potenza [27, 28]. Nel corso del DBA il comportamento della fuel pin deve rispettare criteri di accettabilità che generalmente fanno riferimento, per un LOCA, a temperatura ed ossidazione della guaina, con valori tipici di 1200°C e 17% rispettivamente, mentre, nel caso di un RIA, il criterio di accettabilità è in genere legato all'inserzione di entalpia specifica nel combustibile. I test sperimentali condotti a questo proposito hanno confermato che il valore limite di entalpia specifica decresce al crescere del burnup [28, 29].

Ragioni essenzialmente legate a competitività e sostenibilità dell'energia nucleare spingono ad aumentare parametri operativi e di design quali potenza, burnup ed arricchimento portando ad operare la fuel pin in domini che hanno richiesto e richiedono tuttora un significativo impegno in R&D per adeguare le conoscenze teoriche e sperimentali verificando, nel contempo, i limiti di sicurezza sinora utilizzati. In maniera speculare, l'introduzione di nuovi combustibili (MOX) o l'adozione di nuovi materiali di guaina (ZIRLO, M5) impone la rielaborazione dei criteri di accettabilità adottati [30]. A titolo esemplificativo, l'aumento del burnup medio dell'elemento di combustibile allo scarico, passato dagli iniziali 30 GWd/t agli attuali 60 GWd/t, ha sollevato numerose problematiche tra le quali ne citiamo alcune che coinvolgono sia il funzionamento in condizioni normali che incidentali [30]:

- diminuzione di conducibilità termica e temperatura di fusione del combustibile
- pressione interna e riapertura del gap combustibile/guaina in seguito a fission gas release (FGR)
- high burn-up structure (HBS) e suoi effetti su conducibilità del combustibile e FGR
- swelling solido e gassoso del combustibile e suo effetto su pellet-clad mechanical interaction (PCMI)
- corrosione della superficie esterna della guaina
- degrado delle proprietà meccaniche della guaina in seguito ad irraggiamento neutronico ed idrogeno prodotto nella reazione di corrosione.

L'utilizzo del combustibile MOX, che possiede caratteristiche inferiori per conducibilità termica e FGR rispetto all' UO₂, ha posto, ad esempio, l'esigenza di studiare il legame tra la sua non-omogeneità (inclusioni di plutonio) e il rilascio gas.

Lo studio del comportamento di una fuel pin richiede l'utilizzo di codici specialistici, validati su base sperimentale, che siano in grado di descrivere i complessi fenomeni che hanno luogo durante la normale operatività ed i transitori incidentali. Tradizionalmente, accanto a codici sviluppati principalmente per lo studio delle condizioni normali o transitori legati all'operatività del reattore, sono stati sviluppati codici rivolti esclusivamente alla descrizione delle situazioni incidentali. Tra i primi si citano ad esempio FRAPCON (NRC), TRANSURANUS (JRC/ITU), COPERNIC-3 (AREVA), ENIGMA (NNL), FALCON (EPRI), FEMAXI-X (JAEA) mentre per la tipologia dedicata allo studio delle condizioni incidentali si citano, ad esempio, FRAPTRAN (NRC), RANNS (JAEA), SCANAIR (IRSN) [27, 28]. La tendenza attuale è di estendere il dominio dei codici validati per le analisi in condizioni normali integrando le funzionalità dei codici specializzati per transitori incidentali.

ENEA dispone, in successive versioni, a partire dal 2001, del codice TRANSURANUS sviluppato presso il JRC/ITU di Karlsruhe [31]. Il codice, utilizzato da numerose organizzazioni, è impiegato per attività di licensing, valutazioni di sicurezza ed R&D. Inizialmente sviluppato in ambito veloce, durante gli anni '90 venne specializzato per applicazioni LWR, sia occidentali che russe (WWER). Dispone di una ampia libreria di combustibili (ossidi, ossidi misti, carburi, nitruuri), guaine (Zircaloy, acciaio) e differenti fluidi termovettori. Il codice può essere impiegato per analisi in steady-state, transitorio ed interim storage utilizzando un approccio deterministico o probabilistico. In quest'ultimo caso è possibile associare una funzione di distribuzione tra quelle disponibili (ad. es. uniforme, Normale,

Poisson etc.) a parametri geometrici, fisici od operativi della configurazione in studio. TRANSURANUS è validato per analisi di sicurezza, in applicazioni LWR (UO₂ e MOX), in condizioni normali e, recentemente, per transitori LOCA sino ad un burnup medio di 55-60 GWd/t. Lo sviluppo di un modelling specifico per transitori RIA è in corso [32].

In ENEA il codice è stato utilizzato principalmente a supporto delle attività di R&D rivolte a:

- trasmutazione degli attinidi minori in reattori veloci sottocritici di tipologia ADS
- bruciamento in LWR di plutonio tramite combustibili a matrice inerte.

Riguardo al primo punto, l'analisi di fuel pin performance è stata effettuata all'interno di progetti EURATOM quali PDS-XADS, ELSY, EUROTRANS affrontando in quest'ultimo caso le tematiche legate al modelling di combustibili innovativi a matrice MgO e molibdeno. Il bruciamento del plutonio in combustibili a matrice inerte zirconia stabilizzata e toria è stato studiato, tra gli altri, nell'esperimento IFA-652, promosso da ENEA e condotto presso il reattore di ricerca di Halden (Norvegia) dell' OECD/ Nuclear Energy Agency. Il codice TRANSURANUS è stato impiegato per lo studio dei dati sperimentali raccolti in pila anche sulla base della caratterizzazione termofisica di questi combustibili innovativi effettuata presso il JRC-ITU [33 - 35].

ENEA partecipa al "Improvement of Computer Codes Used for Fuel Behaviour Simulation FUMEX-III", un progetto di ricerca co-ordinato da IAEA per il miglioramento delle capacità predittive dei codici in applicazioni LWR nel dominio dell'alto burnup. In questo progetto vengono prese in considerazione sia condizioni normali che incidentali, in particolare ENEA si è impegnata ad effettuare, con TRANSURANUS, l'analisi di dati sperimentali, pubblicati nell'International Fuel Performance Experiments database (IFPE) dell'OECD/NEA, sulle tematiche:

- transitori RIA in condizioni BWR
- comportamento termico e FGR nel combustibile MOX (steady-state).

3.5.1 TRANSURANUS

Come descritto, TRANSURANUS è in grado di effettuare analisi di comportamento termo-meccanico di fuel pin in steady-state e transitorio. Il codice ha la possibilità di combinare queste due tipologie di analisi studiando prima la storia di irraggiamento, con tempi di residenza in reattore di vari anni in accordo con il burnup accumulato, quindi simulando il transitorio voluto (power ramping, RIA etc.), su dimensioni temporali anche dell'ordine dei millisecondi, sulla base di condizioni iniziali definite nel calcolo steady-state.

Il codice ha una struttura 1/2 dimensionale e geometria assialsimmetrica. Nel modello geometrico la pin viene 'spezzata' in più zone, ad altezze diverse, chiamate 'slices', ciascuna delle quali suddivisa in zone radiali, chiamate 'coarse zones', che descrivono il combustibile e la guaina. Le 'coarse zones' hanno parametri meccanici costanti ed isotropi. Ogni zona radiale viene a propria volta suddivisa in una mesh geometrica più fine per migliorare l'efficienza del calcolo.

La soluzione dell'analisi termica monodimensionale per la singola slice tiene conto di eventuali cambi di fase e può utilizzare condizioni al contorno di Dirichlet o Neumann trattando lo scambio energetico con il fluido refrigerante. L'analisi meccanica si basa

sulla soluzione delle equazioni costitutive accoppiate con le condizioni di equilibrio e compatibilità (soluzione semi-analitica). La soluzione per ciascuna slice deve convergere sulla dimensione del gap, se aperto, altrimenti sulla pressione di contatto combustibile-guaina. La convergenza del loop assiale viene verificata sulle forze d'attrito combustibile-guaina e sulla pressione interna. Un insieme di modelli, validati in maniera dettagliata, permette di descrivere i fenomeni che si verificano nel combustibile durante l'irraggiamento quali densificazione, swelling solido e gassoso, creep, comportamento plastico, fratturazione e rilocazione, re-distribuzione di ossigeno e plutonio, formazione e chiusura del foro centrale. Allo stesso modo, senza entrare nel dettaglio, si considerano i fenomeni della guaina. Metodi di soluzione impliciti ed espliciti sono disponibili, questi ultimi con l'applicazione di opportuni criteri per evitare l'insorgere di instabilità numeriche.

4. Qualifica e validazione dei codici nucleari

4.1 Qualifica dei codici nucleari

Un obiettivo cruciale delle attività condotte nell'ambito della sicurezza dei reattori nucleari è costituito dalla necessità di dimostrare il livello di qualifica di ogni strumento adottato in un assegnato processo e di ciascun passo dello stesso processo. Tra gli strumenti computazionali annoveriamo i codici di calcolo, le nodalizzazioni e le procedure. Per di più gli utenti di tali strumenti computazionali sono parte del processo e anche per loro è necessario dimostrare il grado di qualifica. I codici di calcolo costituiscono il principale tool per investigare il comportamento degli impianti nucleari e per valutare l'efficienza dei sistemi e delle procedure adottate durante il verificarsi di un ipotetico transitorio incidentale.

I requisiti fondamentali per un uso qualificato del codice sono [36]:

- 1) La sua capacità di riprodurre i fenomeni rilevanti che avvengono per un selezionato spettro di incidenti;
- 2) La sua capacità di riprodurre le peculiarità dell'impianto o delle facilities di riferimento;
- 3) La sua capacità di riprodurre risultati adatti ad essere paragonati ai valori che degli stessi parametri vengono fissati dai criteri di accettazione;
- 4) Disponibilità di utenti qualificati.

Inoltre il codice di calcolo deve essenzialmente essere in grado di riprodurre 2 aspetti fondamentali [37]:

- a) L'impianto nucleare e le condizioni accidentali: tutte le zone rilevanti, i sistemi, le procedure e le relative logiche di attuazione devono essere incluse nel calcolo. Sono inclusi anche ogni evento esterno, le condizioni iniziali e al contorno necessari ad identificare l'impianto insieme con l'incidente preso in considerazione.
- b) I fenomeni che ci si aspetta avvengano durante l'incidente.

Al fine di assicurare che il codice presenti tali capacità, è necessario qualificarlo tramite le due seguenti fasi:

- I. Fase di sviluppo: in tale fase molti modelli vengono creati, sviluppati e migliorati dagli sviluppatori del codice. Successivamente sono necessari vari controlli per qualificare ogni modello e l'architettura globale del codice.
- II. Fase di valutazione indipendente: in tale fase il codice pronto ad essere utilizzato, necessita di essere qualificato da parte di organizzazioni diverse ed indipendenti rispetto al team di sviluppo, ciò con lo scopo di testare in modo indipendente le potenzialità di calcolo offerte dal codice.

È interessante sottolineare come nella fase di sviluppo i modelli del codice possono essere cambiati e che esso non è a disposizione dell'utilizzatore finale. Invece nella fase di valutazione indipendente, all'utente viene distribuita la versione finale del

codice, ma generalmente gli viene vietato di effettuare qualunque cambiamento dei modelli del codice e gli viene consentito di utilizzare il codice utilizzando le normali opzioni disponibili descritte nel manuale dell'utente.

Durante la fase di sviluppo vengono generalmente compiute le seguenti attività:

- a) Procedura di verifica: essa consiste in una revisione della descrizione dei files sorgente del codice presenti nella documentazione. In altre parole, la verifica del codice riguarda le attività relative alle pratiche di assicurazione della qualità del codice (SQA software quality assurance) e all'individuazione e alla rimozione delle insufficienze dei modelli e degli algoritmi numerici utilizzati per risolvere le equazioni differenziali parziali. Le procedure SQA sono necessarie sia durante le operazioni di sviluppo e modifica del software che durante la realizzazione dei calcoli. Nell'ambito di questa procedura viene verificato il corretto funzionamento dei modelli al fine di accertare che il codice non sia affetto da errori in nessuna delle sue componenti.
- b) Procedura di validazione: essa riguarda la valutazione dell'accuratezza del codice e viene effettuata mettendo a confronto i risultati forniti da quest'ultimo con i dati sperimentali inerenti fenomeni attesi durante la vita dell'impianto. Così facendo si può valutare, dal punto di vista quantitativo, l'accuratezza del modello computazionale. I dati sperimentali utilizzati a tale scopo devono risultare ben caratterizzati in termini di misure e documentazione di tutti i parametri richiesti dal modello computazionale e devono essere accompagnati da stime e documentazioni delle incertezze. Il processo di validazione assicura la consistenza dei risultati prodotti dal codice, cioè, assicura che il codice, visto come un sistema completo, è in grado di riprodurre risultati significativi.

La valutazione indipendente del codice, eseguita da utilizzatori indipendenti, ha lo scopo di quantificarne l'accuratezza, di valutare cioè la discrepanza tra i risultati forniti dalle simulazioni numeriche e i dati sperimentali ottenuti da prove effettuate su facilities del tipo integrale. La valutazione indipendente del codice coinvolge aspetti differenti come:

1. Qualifica della nodalizzazione;
2. Qualifica dell'utente;
3. Definizione delle procedure per l'utilizzo del codice;
4. Valutazione dell'accuratezza dal punto di vista quantitativo e qualitativo.

Per finire, il codice deve essere in grado di riprodurre i dati sperimentali ricavati da prove realizzate sia su facilities, costruite con fattori di scala variabili, che su impianti nucleari in scala reale. Preparata la nodalizzazione dell'impianto nucleare, del quale si vuole investigare il comportamento, essa va qualificata attraverso una "analisi di similarità". In questo tipo di calcoli, le condizioni iniziali e al contorno degli esperimenti condotti su facilities di tipo integrale vengono opportunamente scalate ed implementate nella nodalizzazione dell'impianto nucleare. I risultati prodotti dalle analisi condotte utilizzando tale nodalizzazione devono riprodurre i fenomeni verificatesi durante le prove sperimentali. Un modo alternativo di mostrare le buone capacità del codice è quello di confrontare i risultati da esso fornito con quelli ottenuti dall'applicazione di altri codici qualificati o, se disponibili, con i risultati di transitori operazionali effettivamente verificatesi su impianti nucleari.

La contemporanea accettabilità dell'accuratezza (step del processo connesso alle facilities sperimentali del tipo integrale) e delle analisi di similarità (step del processo connesso con gli impianti nucleari in scala reale) rappresenta la positiva dimostrazione della capacità del codice e la fine del processo di qualifica. I valori dell'accuratezza così ottenuti possono essere inclusi in un database utilizzabile nel processo di valutazione delle incertezze [38, 39]. Se l'accuratezza ricade fuori dal range di accettabilità o se il codice non supera le analisi di similarità, esso è da considerarsi non qualificato e il suo team di sviluppatori viene informato di ciò al fine di sviluppare eventualmente nuovi modelli o di migliorare quelli già presenti dentro la struttura del codice.

Come conseguenza di ciò, nuove revisioni o nuove versioni del codice possono essere prodotte durante la fase dello sviluppo: una revisione del codice contiene al suo interno dei nuovi modelli fisici mentre una nuova versione può contenere nuovi metodi numerici, nuovi moduli, nuovi sub moduli o nuove architetture del codice.

I dati di riferimento necessari per il processo di qualifica di una nuova revisione o versione del codice devono essere ricavati da:

- (1) Esperimenti analitici, corredati da test condotti su facilities ad effetti separati e su singoli componenti, utilizzati per lo sviluppo e la validazione delle leggi di chiusura;
- (2) Test integrali che vengono usati per validare la consistenza generale della revisione. Successive revisioni delle leggi costitutive sono implementate in versioni successive del codice.

Le relazioni costitutive sono invece sviluppate e validate attraverso l'impiego di:

- Esperimenti analitici, comprensivi di test condotti su facilities ad effetti separati e test su vari componenti. I primi servono ad investigare processi fisici come i fattori d'attrito all'interfaccia, il trasferimento di calore, gli ultimi invece ad investigare i processi fisici caratteristici di componenti specifici dei reattori, come ad esempio il fenomeno della separazione delle fasi nella giunzione a T.
- Sviluppo di una revisione completa delle leggi costitutive condotto attraverso un'ampia base di dati sperimentali. Successive revisioni sono implementate nelle successive versioni del codice.
- Calcoli di qualifica dei test analitici che sono utilizzati per validare ciascuna delle relazioni di chiusura.
- Calcoli di verifica dei test integrali che sono utilizzati per validare la consistenza generale della revisione del codice.
- La distribuzione della versione del codice e la revisione sono complete (tramite il processo di qualifica e verifica) e documentate (emissione dei documenti descrittivi).

Una nuova versione delle leggi costitutive è sviluppata usando i seguenti principi generali:

- (1) I dati sono per prima comparati con modelli esistenti; se necessario, vengono sviluppati modelli originali.
- (2) In caso di dati mancanti, vengono utilizzate estrapolazioni di modelli qualificati già esistenti. Non vengono, invece, sviluppati modelli senza il supporto di dati sperimentali.

(3) In fase di prequalifica, per ciascuno degli esperimenti della matrice di qualifica vengono condotti molti test.

(4) Viene così condotta una qualifica sistematica della versione “frozen” del codice (intesa come versione congelata). Tutti i test della matrice di qualifica vengono sviluppati e vengono così scritti i report sulla qualifica del codice.

Inoltre, riguardo al processo di qualifica dei codici, ricordiamo brevemente che:

(1) Il programma di qualifica deve coprire l'intero inventario di transitori accidentali attesi in un impianto della filiera LWR. Ad esempio, per un PWR vengono presi in considerazione i seguenti incidenti : perdita di refrigerante attraverso una rottura (di varie dimensioni) di uno dei tubi del circuito primario; rottura di uno dei tubi del generatore di vapore; perdita di alimentazione del secondario....

(2) Essendo il codice sviluppato per essere completamente utilizzabile su tutte le macchine, di esso agli utilizzatori viene rilasciata un'unica versione.

(3) Non è previsto che l'utente possa interferire con i modelli fisici presenti del codice, o quantomeno questa possibilità è ridotta al minimo.

(4) I manuali per l'utilizzatore devono risultare il più possibile precisi e devono trarre il maggiore beneficio possibile dall'esperienza acquisita dal team di sviluppatori del codice.

4.2 Validazione dei codici nucleari

Il processo di validazione, condotto sulla base del confronto tra i risultati forniti dagli stessi codici e i dati sperimentali, risulta essere un aspetto di fondamentale importanza nella fase di sviluppo e di modifica dei codici di calcolo. I modelli implementati ed utilizzati dal codice sono generalmente sviluppati sulla base di campagne sperimentali condotte su specifiche facilities distinte come segue:

(1) Facilities di base: in esse vengono riprodotte fenomenologie fondamentali; i risultati così ottenuti vengono usati per migliorare le equazioni descrittive di singoli fenomeni o per ricavare in modo empirico delle relazioni tra parametri rilevanti, questo tipo di facilities vengono messe a punto con lo scopo di riprodurre fenomeni specifici da investigare.

(2) Facilities ad effetti separati: in queste facilities, costruite impiegando opportune leggi di scala rispetto alle reali dimensioni dei reattori, vengono riprodotte fenomenologie caratteristiche di alcune delle zone tipiche degli impianti nucleari. I risultati delle campagne sperimentali condotte su tali facilities vengono usati per la messa a punto e la validazione di molti dei modelli inclusi dentro ai codici di calcolo.

(3) Facilities integrali: esse sono dei simulatori del comportamento reale degli impianti nucleari. La maggior parte dei sistemi di un impianto nucleare sono riprodotti in scala rispetto alle dimensioni reali di quest'ultimo. L'intero impianto è così ricostruito e come risultato delle prove sperimentali su esso condotte si ottiene una risposta globale del sistema che può essere utilizzata per sviluppare e migliorare i modelli interni al codice e per testarne le capacità finale.

Va comunque notato che, laddove disponibili, possono utilizzarsi anche dati ottenuti su impianti nucleari in esercizio.

Tuttavia, ricordiamo che questo ultimo tipo di dati sono registrati attraverso la strumentazione installata sull'impianto, mentre le facilities sono in genere strumentate con sensori il cui numero e posizionamento è scelto ad "hoc" per la misura dettagliata di grandezze ritenute significative per la validazione dei codici.

4.3 Facilities sperimentali

Il processo di validazione dei codici di sistema termoidraulici, come precedentemente spiegato, richiede la costruzione di impianti sperimentali "test facilities" appositamente progettati. Infatti un impianto nucleare è caratterizzato da valori di potenza e da pressione d'esercizio elevati e da ampie dimensioni geometriche, da ciò deriva l'impossibilità di condurre prove sperimentali su impianti ottenuti preservando tutte e tre queste quantità. Il termine "scaling" è da intendere in senso lato in quanto riguarda tutte le differenze esistenti tra le dimensioni dell'impianto in scala reale e i corrispondenti valori dell'impianto in dimensioni ridotte. Una facility sperimentale può essere caratterizzata da dimensioni geometriche e forma, da disposizione e disponibilità dei componenti o da modi operativi (ad esempio produzione di calore tramite riscaldamento elettrico al confronto con produzione nucleare) sensibilmente diversi rispetto a quanto realmente accade in un impianto nucleare. Tutte queste differenze presentano però la potenzialità di distorcere i risultati delle osservazioni sperimentali rendendo non applicabili i dati per il progetto e l'esercizio degli impianti di riferimento. Queste distorsioni possono essere eliminate tramite la parziale o totale soppressione dei fenomeni fisici causati dal cambio delle dimensioni geometriche o del posizionamento dei componenti della facility [40]. Nella scelta delle dimensioni delle facilities occorre tenere presente l'importanza dei seguenti obiettivi:

- (1) il progetto dei test da eseguire sulla facility;
- (2) la validazione del codice, nel senso che occorre dimostrare la bontà del codice indipendentemente dal fattore di scala utilizzato nella costruzione della facility;
- (3) l'estrapolazione dei dati sperimentali (ottenuti su facility di tipo integrale) nel predire il comportamento reale di un impianto nucleare.

Nella progettazione delle facilities sperimentali, possono applicarsi i tre diversi principi di "scaling" a cui accenniamo brevemente di seguito:

(a) Time reducing scaling: secondo questo principio ogni dimensione lineare dell'impianto viene ridotta in modo proporzionale. Ciò è da considerare applicabile solo nei casi in cui le forze dovute alla gravità sono trascurabili rispetto alle locali pressioni differenziali.

(b) Time preserving scale: secondo questo principio si riduce il volume totale del sistema ed in proporzione si riduce la potenza termica rilasciata nell'impianto (mantenendo costante la densità volumetrica di potenza).

(c) Idealized time preserving modeling procedures: in questo caso l'assunzione di base riguarda l'equivalenza della rappresentazione matematica dell'impianto reale e della sezione di prova. Ciò è il risultato di un trattamento separato delle equazioni di conservazione per ciascuno dei volumi coinvolti e di fluido omogeneo.

Le facilities di tipo integrali sono normalmente costruite per preservare la similitudine geometrica rispetto all'impianto di cui devono simulare il comportamento. Questo tipo di facility, in cui vengono rappresentati tutti i componenti e i sistemi di emergenza dell'impianto, vengono impiegate per studiare, tramite simulazione diretta, il comportamento degli impianti nucleari in situazioni incidentali e non. Nella progettazione e realizzazione di queste facilities viene abbandonata la similarità geometrica e mantenuta l'elevazione, questo ultimo parametro rappresenta un aspetto significativo di tutti quegli scenari incidentali la cui evoluzione è fortemente influenzata da effetti gravimetri (si pensi per esempio ai processi di circolazione naturale). Così facendo la riduzione del volume occupato dal sistema primario viene ottenuta grazie ad un equivalente diminuzione delle sezioni di passaggio. A causa dell'impossibilità di condurre prove sperimentali su impianti nucleari reali, è inevitabile ricorrere all'uso delle facilities sia di tipo integrale che ad effetto separati. Bisogna sottolineare comunque che, a causa della miriade di fattori che influiscono sul comportamento termofluidodinamico di un impianto durante ogni transitorio, attualmente non esiste un approccio univocamente riconosciuto nella scelta del tipo di "scaling" da adottare per il progetto e la costruzione di ogni facility. Ciononostante, la strategia da adottare nell'affrontare il problema di "scaling" consiste in:

(a) sviluppare un codice di sistema;

(b) qualificare il codice tramite l'impiego di dati sperimentali;

(c) dimostrare che la accuratezza del codice è funzione solo delle condizioni iniziali imposte e non dei fenomeni di "scaling" in relazione alle facility del tipo integrale;

(d) applicare tale codice per descrivere i fenomeni attesi durante un esperimento o transitorio condotto a varie scale;

(e) effettuare calcoli sull'intero impianto applicando vari fattori di "scaling" e spiegare le eventuali differenze tra i valori calcolati e quelli misurati sulle facility del tipo integrale solo con eventuali variazioni delle condizioni al contorno o fenomeni di distorsione.

4.4 Benchmark internazionali

I benchmark internazionali rappresentano un valido strumento a disposizione della comunità scientifica per decidere sull'affidabilità dei codici best estimate nel descrivere il comportamento incidentale degli impianti nucleari. Nel preparare dei nuovi benchmarks il primo passo da seguire è quello di scegliere un certo numero di codici da utilizzare per la simulazione di uno o più scenari incidentali. Occorre in seguito verificare la consistenza delle nodalizzazioni adottate dagli utilizzatori dei vari codici e delle condizioni al contorno imposte al sistema simulato. Ottenuti i risultati delle simulazioni, per ciascuno dei codici inseriti nel benchmark, occorrerà confrontarli tra loro e con i dati sperimentali a disposizione della comunità. Da questo confronto verranno decretati i codici che descrivono meglio i transitori all'esame.

5. Metodi per la valutazione delle incertezze

Le analisi di sistema condotte con approccio di tipo deterministico sono uno strumento fondamentale per dimostrare la sicurezza degli impianti nucleari. A tale scopo l'International Atomic Energy Agency (IAEA) ha pubblicato vari reports nei quali vengono descritte le linee guide da seguire per l'esercizio in sicurezza degli impianti nucleari [41, 43]. In particolare in [43] la IAEA propone due diverse opzioni accettabili per dimostrare che l'esercizio in sicurezza degli impianti nucleari è assicurato, con un adeguato margine, quando vengono impiegati codici di calcolo di tipo best estimate (BE) insieme con dati di input di tipo conservativo o di tipo realistico. Ambedue le opzioni includono la valutazione del grado di incertezza dei risultati. La seconda opzione risulta particolarmente interessante in quanto permette una migliore quantificazione dei margini di sicurezza e quindi una maggiore flessibilità nei margini operativi.

Negli anni passati, quando non era ancora stata sviluppata la capacità di calcolare le incertezze associate ai più significativi parametri che definiscono il comportamento operativo di un reattore nucleare, venivano effettuati calcoli di tipo conservativo. Per gli impianti di II generazione attualmente in esercizio, che lavorano con acqua come fluido termovettore, il parametro più importante da tenere sotto controllo è rappresentato dalla temperatura di picco della guaina delle barrette di combustibile (peak cladding temperature PCT). Tale parametro infatti è caratterizzato da un livello di soglia al di là del quale è molto probabile che si presenti il danneggiamento del combustibile con conseguente rilascio di prodotti di fissione. L'assoluta necessità di assicurare l'integrità del core per ogni regime di funzionamento dell'impianto impone che esso debba lavorare mantenendo sempre un adeguato margine di sicurezza in relazione al valore massimo di temperatura raggiunto dalla guaina. Negli USA, prima della pubblicazione del documento [44] molti dei criteri di accettabilità utilizzati per assicurare che i limiti di sicurezza dell'impianto fossero rispettati erano validi per impianti specifici. Fino alla data di pubblicazione di [44] gli organismi di regolamentazione hanno imposto che i valori limiti dei parametri significativi dell'impianto, come ad esempio la PCT, dovessero essere valutati usando specifiche procedure di tipo conservativo. Nel 1974 viene pubblicata una prima versione del [44] nella quale una specifica sessione viene dedicata alle procedure di regolamentazione del licensing degli impianti nucleari. In una versione successiva di tale report viene espressamente menzionato l'utilizzo di codici BE, al posto di metodi di tipo conservativo, i cui risultati devono però essere accompagnati da valutazioni quantitative delle incertezze. Da allora l'uso di metodi conservativi per la valutazione della PCT ha permesso di mettere in luce che tra questi ultimi e il valore "vero" della temperatura di guaina del combustibile esiste un ampio margine di sicurezza. In virtù di ciò i codici BE sono stati usati per studi di licensing senza valutazioni di incertezze purché applicati a condizioni al contorno e iniziali di tipo conservativo. È chiaro che, con questo tipo di assunzione di base, gli effetti delle incertezze dei risultati vengono compensati da quelli delle assunzioni conservative. Sembra importante però, sottolineare che la conoscenza dell'esatta entità dei margini di sicurezza con cui l'impianto viene fatto lavorare risulta di fondamentale importanza per l'esercizio in sicurezza dello stesso impianto. In conseguenza di ciò, a livello internazionale è stato compiuto un grande sforzo per:

- (a) Sviluppare codici di calcolo BE con la capacità di calcolare valori accurati dei principali parametri significativi dell'impianto in modo da rendere ristretti i limiti operazionali dello stesso;
- (b) Ottenere dati sperimentali da utilizzare per i processi di validazione dei codici;
- (c) Condurre campagne di validazione dei codici al fine di rendere chiare ed accettabili le prestazioni del codice.

In seguito alla creazione di un database che include risultati ottenuti da una grande quantità di esperimenti e alla messa a punto di codici BE (ad esempio ATHLET, CATHARE, RELAP5 e TRACE) è necessario implementare una metodologia di calcolo delle incertezze dei parametri valutati dai codici. Infatti quando i valori numerici calcolati dai codici sono noti con un buon grado di confidenza, anche se per un numero limitato di transitori, gli operatori dell'impianto possono indagare su un ampio numero di tecniche disponibili per massimizzare l'efficienza dell'impianto, il valore della potenza fornita dall'impianto e i cicli operativi. Ciò potrebbe contribuire a ridurre i costi operativi dell'impianto. Lo sviluppo di calcoli del tipo BE insieme alla quantificazione delle incertezze hanno rappresentato uno dei principali scopi dei ricercatori in ambito nucleare a partire agli anni 60, ad oggi molti risultati sono stati ottenuti.

La quantificazione delle incertezze, che è stata e sarà utilizzata, ha due principali obiettivi:

- (i) Investigare sugli effetti che le incertezze dei dati di input hanno sui risultati dei calcoli ottenuti da codici termoidraulici;
- (ii) Eseguire analisi di incertezze per scopi di licensing.

5.1 Fonti di incertezza

Le principali sorgenti di incertezza possono raggrupparsi in 5 categorie generali:

- (a) Incertezze dovute al codice o ai modelli: possono essere dovute alle approssimazioni introdotte nella soluzione delle equazioni costitutive alla base del codice (per esempio spesso viene trascurato il termine di stress dovuto alla viscosità), alle incertezze nelle proprietà dei materiali e alle assunzioni che un determinato regime di moto possa considerarsi completamente sviluppato.
- (b) Incertezze dovute alla schematizzazione: comprendono le incertezze associate alla nodalizzazione o alla meshatura del sistema.
- (c) Incertezze dovute ai fattori di scaling: possono essere imputate all'utilizzo di dati sperimentali ottenuti da facilities in scala e tengono conto delle leggi di scaling applicate per potere utilizzare tali dati in impianti a dimensione reale.
- (d) Incertezze legate agli impianti: questo tipo di incertezze è legato alle particolari condizioni al contorno e iniziali con cui l'impianto si trova ad operare.
- (e) Incertezze legate agli effetti dell'utilizzatore: sono legate agli svariati modi di nodalizzazione che l'utente può seguire e ad eventuali errori che lo stesso può commettere.

5.2 Confronto tra approccio conservativo e approccio BE accompagnato da valutazione delle incertezze

Le incertezze sono introdotte nei calcoli sia attraverso i codici che attraverso i dati di input, i diversi modi in cui questi due effetti possono combinarsi nell'esecuzione delle analisi di sicurezza viene riportato in Tab.4.1.

L'approccio completamente conservativo (modo 1) è stato introdotto per compensare le incertezze dovute alla limitata capacità di descrizione dei fenomeni fisici sulla base del livello di conoscenza che di essi si aveva intorno agli anni 70. Con questo tipo di approccio si rischia di predire un comportamento dell'impianto non del tutto realistico e sicuramente non si ottiene nessuna informazione riguardo al grado di conservativismo dei risultati ottenuti. L'uso di questo tipo di approccio non è per niente raccomandato dalla IAEA [41].

I modi 2 e 3 sono considerati accettabili e il loro impiego è suggerito dalla IAEA in [42]. Il modo 2, che attualmente è usato per analisi di sicurezza in vari paesi, risulta ragionevolmente testato e molto facile da applicare. In molti casi è sufficiente un unico calcolo per dimostrare il grado di sicurezza dell'impianto. Validazioni del codice condotte a livello internazionale, così come vari studi condotti sulla valutazione della rappresentazione e delle incertezze dei dati dell'impianto e studi di sensibilità aiutano a stabilire il grado di confidenza e di solidità nel predire il comportamento dell'impianto nucleare. L'opzione 4, invece, combina l'uso dei codici BE con la disponibilità di specifici sistemi valutata attraverso analisi di sicurezza condotte sulla base di assunzioni di tipo probabilistico. In [45] la IAEA raccomanda di utilizzare i codici BE così come previsto nell'opzione 3 della Tab. 4.1, in quanto essa rappresenta l'unica metodologia di cui attualmente si dispone per ottenere una quantificazione dei margini di sicurezza con i quali vengono fatti lavorare gli impianti nucleari. Nel futuro è quindi previsto un suo ampio utilizzo anche se la sua applicazione non sempre risulta fattibile a causa delle difficoltà che si incontrano nel quantificare le incertezze del codice con sufficiente approssimazione per ciascuno dei fenomeni che si verificano in ciascuna delle sequenze incidentali. Gli attuali standard di sicurezza della IAEA [42] consentono, per l'applicazione di codici BE, la selezione di dati di input sia del tipo realistico che conservativo con associate valutazioni delle incertezze. In tale modo la disponibilità dei sistemi dell'impianto nucleare viene giudicato sulla base di considerazioni realistiche.

Modo	Tipo di codice	Disponibilità sistema	Condizioni iniziali e al contorno
1	Conservativo	Ipotesi conservative	Conservative
2	BE	Ipotesi conservative	Conservative
3	BE	Ipotesi conservative	Realistiche + incertezze
4	BE	Ipotesi basate su analisi di sicurezza probabilistiche	Realistiche + incertezze

Table 4.1. Vari modi di combinare i codici di calcolo e i dati di input.

5.3 Classificazione dei metodi per la valutazione delle incertezze

L'analisi delle incertezze consente di identificare e caratterizzare i parametri di input affetti da incertezza e le metodologie utilizzabili per quantificare l'influenza totale della combinazione di queste incertezze sui parametri di output. Queste due

principali classi di incertezze possono essere trattati in modo differente tramite l'applicazione di diverse metodologie.

La valutazione delle incertezze può effettuarsi usando:

- (a) Metodi di propagazione delle incertezze sui dati di input o
- (b) Metodi di estrapolazione delle incertezze sui dati di output.

5.4 Propagazione delle incertezze dei dati di input

Per applicare tale metodologia è necessario individuare i parametri di input affetti da incertezza e i rispettivi range di variazioni e/o distribuzione delle probabilità. La propagazione delle incertezze dei dati di input può essere valutata sia applicando metodi deterministici che probabilistici.

5.4.1 Metodi probabilistici

I metodi probabilistici includono: CSAU, GRS, IPSN, ENUSA, GSUAM e BEAU. Le assunzioni di base comuni a tali metodi sono:

- (a) Identificazione degli impianti nucleari, dei codici e dei transitori da analizzare;
- (b) Identificazione delle incertezze riferite alle condizioni iniziali e al contorno, ai parametri significativi del combustibile e ai modelli;
- (c) Nei calcoli occorre includere i metodi atti a restringere il numero dei parametri di input affetti da incertezza.

Inoltre si assume che l'incertezza di ciascuno dei parametri di input abbia una distribuzione di tipo probabilistico e si distingue tra incertezze di tipo soggettivo (riferite ad incertezze sullo stato di conoscenza) ed incertezze di tipo stocastico. Per finire, si indaga sulla reciproca influenza dei parametri di input affetti da incertezza qualora queste dipendenze risultino particolarmente rilevanti.

5.4.2. Metodi deterministici

I metodi deterministici includono l'Atomic Energy Authority Winfrith (AEA) e l'Electricité de France (EDF)–Framatome. In comune con i metodi probabilistici essi presentano i due seguenti aspetti:

- (a) La necessità di identificare il codice, l'impianto nucleare e i transitori da simulare;
- (b) la necessità di identificare le incertezze (condizioni iniziali e al contorno, modellazione, impianto e combustibile).

La differenza rispetto ai metodi probabilistici riguarda la quantificazione delle incertezze dei parametri di input. A tale scopo, al posto di distribuzioni di probabilità vengono utilizzati ragionevoli range di variazione dei parametri affetti da incertezza o delle condizioni al contorno che includono, ad esempio, dati sperimentali pertinenti e disponibili. I valori di incertezza delle variabili ricavate dal codice sono ottenuti con valutazioni del tipo deterministico e non probabilistico.

5.5. Estrapolazione delle incertezze dei parametri di output

Applicando tale metodologia i valori delle incertezze delle variabili di output vengono valutati tramite il confronto tra i risultati forniti dai calcoli e i dati sperimentale a disposizione.

5.6. Disponibilità di un metodo per la valutazione interna dell'incertezza

Tutti i metodi attualmente disponibili per la valutazione delle incertezze sono affetti da due principali limitazioni:

- (a) La loro applicazione può risultare particolarmente gravosa richiedendo fino a vari anni uomo;
- (b) I risultati ottenuti possono essere fortemente dipendenti dal metodo usato e dall'utilizzatore.

Il fatto che i risultati della valutazione dell'incertezza siano fortemente dipendenti dall'utilizzatore combinato con l'influenza che l'utilizzatore dei codici esercita sui risultati delle simulazioni (fenomeno quest'ultimo oggetto di intensi studi condotti nel passato) può influire in maniera pesante sull'utilità delle valutazioni delle incertezze associate ai risultati delle simulazioni numeriche. Questo problema è stato ampiamente messo in luce durante l'International Workshop on Transient Thermal-hydraulic and Neutronic Codes Requirements tenutosi nel 1996 [46], e da ciò è scaturita la necessità di mettere a punto un metodo intrinseco al codice stesso, capace di fornire valutazioni interne di incertezze. In risposta a questa esigenza, l'Università di Pisa ha sviluppato un codice di calcolo capace di effettuare valutazioni interne di incertezze (Capability of Internal Assessment of Uncertainty (CIAU) [47].

6. Conclusioni

La gestione in sicurezza degli impianti nucleari rappresenta uno degli aspetti di crescente interesse in tutto il mondo. In particolare, la necessità di predire il comportamento di un impianto nucleare ha fatto sì che, negli ultimi tempi, molte delle attività di ricerca siano state finalizzate alla messa a punto di codici di sistema affidabili per le analisi di sicurezza degli impianti nucleari. Tradizionalmente gli strumenti di calcolo utilizzati essendo di natura conservativa, fornivano informazioni sul comportamento degli impianti che, non risultando adeguatamente realistiche costringevano gli impianti a lavorare con margini di sicurezza veramente ampi. Attualmente, invece, la tendenza è quella di utilizzare dei nuovi codici di calcolo chiamati best-estimate caratterizzati da una migliore capacità di descrivere analiticamente i processi fisici che interessano il comportamento di un reattore nucleare. Tali codici opportunamente validati, tramite l'impiego di dati sperimentali e di benchmark internazionali, forniscono dei risultati che vanno necessariamente accompagnati da stime delle incertezze.

7. Riferimenti bibliografici

- [1] TRACE V5.0 (patch 01): User's Manual, US NRC, Office of Nuclear Regulatory Research, 2008.
- [2] C. D. Fletcher, R.R. Scuhltz, RELAP5/MOD3.3 Code manual, NUREG/CR-5535, INEL-95/174, Idaho National Engineering Laboratory, Gennaio 2002.
- [3] Bestion D., G. Geffraye, The CATHARE code, CEA, Grenoble (F), Apr. 2002.
- [4] W.A. Rhoades, D.B. Simpson, The TORT Three-Dimensional Discrete Ordinates Neutron/Photon Transport Code (TORT Version 3), ORNL, ORNL/TM-13221, October 1997.
- [5] DOORS3.1: One-, Two- and Three-Dimensional Discrete Ordinates Neutron/Photon Transport Code System, ORNL, RSIC Computer Code Collection CCC-650, August 1996. Available from OECD/NEA Data Bank as CCC-0650/04 DOORS-3.2A.
- [6] Description of the ERANOS-2.1 RELEASE – CEA SPRC/LEPH 06-205
- [7] G. Rimpault, et al., The ERANOS code and data system for fast reactor neutronic analyses, PHYSOR 2002, Seoul, Korea, October 7-10, 2002
- [8] G. Rimpault, P. Smith, R. Jacqmin, F. Malvagi, J.M. Rieunier, D. Honde, P.J. Finck, Schéma de calcul de références du formulaire ERANOS et orientations pour le schéma de calcul de projet – CEA SPRC LEPH 96-220
- [9] G. Rimpault, E.Fort, J.F. Rowlands et al, The ECCO/JEF2 Library, CEA DER/SPRC/LEPh 92.231
- [10] Jean-Christophe Sublet, Christopher Dean, Daniele Plisson-Rieunier, ECCOLIB-JEFF-3.1 libraries, CEA-R-6100
- [11] RSICC, Radiation Safety Information Computational Center (Oak Ridge National Laboratory), <http://www-rsicc.ornl.gov/>
- [12] <http://mcnp-green.lanl.gov/>
- [13] D.B. Pelowitz (editor), MCNPXTM USER'S MANUAL, Version 2.6.0, LA-CP-07-1473, April 2008, <https://mcnpx.lanl.gov/>
- [14] M. Fensin, J. Hendricks, S. Anghaie, MCNPX 2.6 depletion method enhancements and testing, PHYSOR 2008, Interlaken (Switzerland), 14-19 September 2008.
- [15] F. Brown, W. Martin, J. Leppanen, W. Haeck, B. Cochet, Reactor Physics Analysis with Monte Carlo, LA-UR-10-02762, Los Alamos National Laboratory (USA), ANS PHYSOR-2010 Conference Workshop, 9 May 2010, Pittsburgh, PA.
- [16] F.B. Brown, W.R. Martin, R.D. Mosteller, Monte Carlo – Advances and Challenges, LA-UR-08-05891, Los Alamos National Laboratory (USA), Workshop at PHYSOR-2008, Interlaken (Switzerland), 14-19 September 2008.
- [17] F.B. Brown, J.E. Sweezy, J.S. Bull, A. Sood, Verification of MCNP5 – Version 1.50, LA-UR-08-3443, Los Alamos National Laboratory (USA).
- [18] J.L.Barbier, S.Bertusi, C.Toniolo, L.Walle, B.Xerri; ASTEC-V2/DOC/10-02; Acceptance report for delivery of the integral code ASTEC V2.0-rev1.
- [19] P.Chatelard, N.Reinke, L.Bosland, L.Cantrel, F.Cousin, M.Cranga, G.Guillard, C.Marchetto, L.Piar, C.Seropian, N.Tregoures, S.Arndt, ASTEC-V2/DOC/10-64 Evolution of the integral code ASTEC V2.0-rev1 with respect to the original V2.0 version.
- [20] P.Chatelard, N.Reinke; ASTEC-V2/DOC/09-05; Overview of the integral code ASTEC V2.0 - Rev.0.

- [21] RADCAL II "documentazione tecnica di riferimento con emissione riservata, è in fase di emissione documentazione classificabile come free literature".
- [22] GEN-II 1.485, Environmental Radiation Dosimetry Software System; Pacific Northwest Laboratory, Richland, Washington through the DOE Energy Science & Technology Software Center Oak Ridge, Tennessee and Westinghouse HEDL, Richland, Washington.
- [23] GRASS (Geographic Resources Analysis Support System), http://grass.fbk.eu/grass64/manuals/html64_user/index.html: GRASS GIS 6.4.1svn Reference Manual.
- [24] R. O. Gauntt, J. E. Cash, R. K. Cole, C. M. Erickson, L. L. Humphries, S. B. Rodriguez, and M. F. Young, MELCOR Computer Code Manuals Vol. 1: Primer and Users' Guide Version 1.8.6 September 2005, Sandia National Laboratories Albuquerque, NM 87185-0739
- [25] R. O. Gauntt, J. E. Cash, R. K. Cole, C. M. Erickson, L. L. Humphries, S. B. Rodriguez, and M. F. Young, MELCOR Computer Code Manuals Vol. 2: Reference Manuals Version 1.8.6 September 2005, Sandia National Laboratories Albuquerque, NM 87185-0739
- [26] RELCON AB, 2000. Risk Spectrum® PSA Professional Version 1.20 User's Manual. RELCON AB, Sweden.
- [27] Nuclear Fuel Behaviour in Loss-of-coolant Accident (LOCA) Conditions - State-of-the-art Report, NEA No. 6846, OECD/Nuclear Energy Agency, Paris 2009.
- [28] Nuclear Fuel Behaviour under Reactivity-Initiated Accident (RIA) Conditions - State-of-the-art Report, NEA No. 6847, OECD/Nuclear Energy Agency, Paris 2010.
- [29] Best Estimate Safety Analysis for Nuclear Power Plants: Uncertainties Evaluations, IAEA Safety Report Series n° 52, IAEA, Vienna 2008.
- [30] Ongoing and Planned Fuel Safety Research in NEA Member States, NEA NEA/CSNI/R(2003)9, OECD/Nuclear Energy Agency, Paris 2003.
- [31] K. Lassmann, TRANSURANUS: a fuel rod analysis code ready for use. J. Nucl. Mater., 1992 (188) 295-302.
- [32] P. Van Uffelen, C. Györi, A. Schubert, J. van de Laar, Z. Hózer, G. Spykman, Extending the Application Range of a Fuel Performance Code from Normal Operating to Design Basis Conditions, J. Nucl. Mater., 2008 (383) 137-143.
- [33] R. Calabrese, F. Vettrano, C. Artioli, V. Sobolev, R. Thetford, Heterogeneous fuels for minor actinides transmutation: Fuel performance codes predictions in the EFIT case study, Ann. Nucl. Energy, 2010 (37) 867-874.
- [34] M. Streit, T. Tverberg, W. Wiesenack, F. Vettrano, Inert matrix and thoria fuel irradiation at an international research reactor, J. Nucl. Mater., 2006 (352) 263-267.
- [35] R. Calabrese, F. Vettrano, T. Tverberg, Under irradiation issues of the CSZ-based inert matrix fuels from IFA-652 Halden experiment, Prog. Nucl. Energy, 2010 (52) 352-358.
- [36] F. D'Auria, M. Leonardi, and R. Pochard, "Methodology for the evaluation of thermalhydraulic codes accuracy," in Proceedings of International Conference on New Trends in Nuclear System Thermalhydraulics, Pisa, Italy, May-June 1994.
- [37] F. D'Auria, K. Fischer, B. Mavko, and A. Sartmandjiev, "Validation of accident and safety analysis methodology," Internal Technical Report, International Atomic Energy Agency, Vienna, Austria, June 2001.
- [38] F. D'Auria and W. Giannotti, "Development of code with capability of internal assessment of uncertainty," Nuclear Technology, vol. 131, no. 1, pp. 159–196, 2000.

- [39] A. Petruzzi, F. D’Auria, W. Giannotti, and K. Ivanov, “Methodology of internal assessment of uncertainty and extension to neutron kinetics/thermal-hydraulics coupled codes,” Nuclear Science and Engineering, vol. 149, no. 2, pp. 211–236, 2005.
- [40] F. D’Auria, K. Fischer, B. Mavko, and A. Sartmandjiev, “Validation of accident and safety analysis methodology,” Internal Technical Report, International Atomic Energy Agency, Vienna, Austria, June 2001.
- [41] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety of Nuclear Power Plants: Design, IAEA Safety Standards Series No. NS-R-1, IAEA, Vienna (2000).
- [42] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety of Nuclear Power Plants: Operation, IAEA Safety Standards Series No. NS-R-2, IAEA, Vienna (2000).
- [43] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety Assessment and Verification for Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. NS-G-1.2, IAEA, Vienna (2001).
- [44] NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Domestic Licensing of Production and Utilization Facilities, Code of Federal Regulations 10, Part 50, NRC, Washington, DC (1995).
- [45] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Best Estimate Safety Analysis for Nuclear Power Plants : Uncertainty Evaluation, Safety Reports Series No. 52, IAEA, Vienna (2008).
- [46] Proceedings of the OECD/CSNI Workshop on Transient Thermal-hydraulic and Neutronic Codes Requirements (1996: Annapolis, MD), Rep. NUREG/CP-0159 and Rep. NEA/CSNI/R(97)4, Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC (1997).
- [47] F. D’Auria and W. Giannotti, “Development of code with capability of internal assessment of uncertainty,” Nuclear Technology, vol. 131, no. 1, pp. 159–196, 2000.