



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



*Ministero dello Sviluppo Economico*

## RICERCA DI SISTEMA ELETTRICO

Rilascio di radionuclidi dal nocciolo al sistema di contenimento nei reattori nucleari ad acqua leggera in condizioni incidentali: stato dell'arte e metodi di valutazione

*F. De Rosa, M. Sangiorgi, K. Voukelatou, M. Sumini, F. Teodori*



RILASCIO DI RADIONUCLIDI DAL NOCCIOLO AL SISTEMA DI CONTENIMENTO NEI REATTORI  
NUCLEARI AD ACQUA LEGGERA IN CONDIZIONI INCIDENTALI: STATO DELL'ARTE E METODI  
DI VALUTAZIONE

F. De Rosa, M. Sangiorgi, K. Voukelatou, (ENEA)  
M. Sumini, F. Teodori (Università di Bologna)

Novembre 2011

Report Ricerca di Sistema Elettrico

Accordo di Programma Ministero dello Sviluppo Economico – ENEA

Area: Governo, gestione e sviluppo del sistema elettrico nazionale

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

Responsabile Progetto: Massimo Sepielli, ENEA

**Titolo**

**Rilascio di radionuclidi dal nocciolo al sistema di contenimento nei reattori nucleari ad acqua leggera in condizioni incidentali: stato dell'arte e metodi di valutazione**

**Descrittori**

**Tipologia del documento:**

**Collocazione contrattuale:** ACCORDO DI PROGRAMMA Ministero dello Sviluppo Economico – ENEA sulla Ricerca di Sistema Elettrico PIANO ANNUALE DI REALIZZAZIONE 2010 Progetto 1.3.2.a: Fissione nucleare: Metodi di analisi e verifica di progetti nucleari di generazione evolutiva ad acqua pressurizzata.

**Argomenti trattati:** Sicurezza dei Reattori Nucleari, Termine Sorgente, Analisi incidentale, Codici e piattaforme di calcolo, norme e requisiti, metodi di valutazione.

**Sommario**

Nella prima parte del documento si riportano i risultati di una dettagliata analisi per l'identificazione dei parametri che giocano un ruolo fondamentale durante le fasi di rilascio e di trasporto del termine sorgente dal nocciolo al contenimento. In particolare, si concentra l'attenzione sulla speciazione chimica dei contaminanti radioattivi, al fine di identificare i giusti percorsi di rilascio, evitando così di valutare sostanze che non si trovano più allo stato elementare, come spesso ipotizzato nei modelli meno evoluti, o che, sebbene attese sotto una data forma, in realtà, a seguito dei processi e dei fenomeni che si sviluppano in ambito incidentale, si trovano sotto forma combinata molto diversa. Riuscendo ad individuare al meglio il ventaglio di composti realmente presenti nelle aree incidentate e conoscendo le loro caratteristiche chimico-fisiche, si può giungere ad una molto più realistica valutazione del termine sorgente. Questo fatto si traduce in una più realistica valutazione delle conseguenze incidentali e quindi nella più appropriata scelta delle azioni da attivare in fase di gestione incidentale e post-incidentale. Nella seconda parte del documento si descrivono le principali caratteristiche del codice integrale a parametri concentrati MELCOR e le caratteristiche di alcuni modelli in esso utilizzati per le valutazioni dei principali parametri termofluidodinamici e della dinamica del trasporto, diffusione e deposizione dei componenti del termine sorgente (prodotti di fissione, aerosol, particolati e residui strutturali). Si riportano anche alcune considerazioni sulla evoluzione del codice verso una struttura più avanzata e potente, implementata nella più recente release.

**Note**

Questo documento è stato preparato in stretta collaborazione con gli ingg. M. Sangiorgi e K. Voukelatou (ENEA) e dei proff. M. Sumini e F. Teodori (CIRTEN, UNIBO).




Copia n.

In carico a:

2			NOME			
			FIRMA			
1			NOME			
			FIRMA			
0	EMISSIONE	30/11/2011	NOME	F. De Rosa	P. Incalcaterra	M. Sepielli
			FIRMA	<i>F. De Rosa</i>	<i>P. Incalcaterra</i>	<i>M. Sepielli</i>
REV.	DESCRIZIONE	DATA	REDAZIONE	CONVALIDA	APPROVAZIONE	

## INDICE

1. INTRODUZIONE.....	3
2. CENNI STORICI.....	5
3. EVOLUZIONE DEL CONCETTO DI SICUREZZA.....	15
3.1 TID 14844.....	15
3.2 NUREG 1465.....	17
3.2.1. DURATA DELLE FASI DI RILASCIO.....	20
3.2.2. COMPOSIZIONE E QUANTITA' DEI PRODOTTI DI FISSIONE.....	21
3.2.3. FORMA CHIMICA DEI PRODOTTI DI FISSIONE.....	22
3.2.4. TERMINE SORGENTE PROPOSTO.....	24
4. ESPERIMENTI PHEBUS.....	26
5. PRINCIPALI CARATTERISTICHE DI UNO STRUMENTO INTEGRALE DI CALCOLO PER LO STUDIO DI FENOMENI OSSERVABILI A SEGUITO DI TRANSITORI D'IMPIANTO ESTESI OLTRE I LIMITI DI PROGETTO.....	31
5.1 IL CODICE MELCOR.....	31
5.1.1. STRUTTURA DEL CODICE.....	33
5.2. IMPLEMENTAZIONE E PORTABILITA'.....	47
5.2.1. MIGRAZIONE DA MELCOR 1.8.6. A MELCOR 2.X.X.....	47
5.2.2. MELCOR SU DIVERSE ARCHITETTURE E PIATTAFORME.....	47
BIBLIOGRAFIA.....	49

 <b>Ricerca Sistema Elettrico</b>	<b>Sigla di identificazione</b>	<b>Rev.</b>	<b>Distrib.</b>	<b>Pag.</b>	<b>di</b>
	PAR2010-ENEA-LA2-011	0	L	3	50

## 1. INTRODUZIONE


Per le valutazioni del rilascio di radionuclidi dal nocciolo al sistema di contenimento nei reattori nucleari ad acqua leggera in condizioni incidentali e poi dal sistema di contenimento all'esterno, servono strumenti di calcolo in grado di fornire, in tempi relativamente brevi, indicazioni sullo stato dell'impianto e dell'evoluzione dell'incidente.

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 integrali, multimodulari o 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 termofluidodinamica 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, si fa ampio 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 la valutazione delle conseguenze di incidenti severi negli impianti nucleari, 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;

 <b>Ricerca Sistema Elettrico</b>	<b>Sigla di identificazione</b>	<b>Rev.</b>	<b>Distrib.</b>	<b>Pag.</b>	<b>di</b>
	PAR2010-ENEA-LA2-011	0	L	4	50

- 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.

Nella prima parte di questo documento si opera una dettagliata analisi finalizzata all'identificazione dei principali parametri che giocano un ruolo fondamentale durante le fasi di rilascio e di trasporto del termine sorgente dal nocciolo al contenimento. In particolare, si concentra l'attenzione sulla speciazione chimica dei prodotti contaminanti radioattivi, al fine di identificare i giusti percorsi di rilascio, evitando così di valutare sostanze che non si trovano più allo stato elementare, come spesso ipotizzato nei modelli meno evoluti, o che, sebbene siano attese sotto forma di un dato composto, in realtà, a seguito dei processi e dei fenomeni che si sviluppano in ambito incidentale, si trovano sotto forma combinata molto diversa. Riuscendo ad individuare al meglio il ventaglio di composti realmente presenti nelle aree incidentate e conoscendo le loro caratteristiche chimico-fisiche, si può giungere ad una molto più realistica valutazione del termine sorgente. Questo fatto si traduce in una più realistica valutazione delle conseguenze incidentali e quindi nella più appropriata scelta delle azioni da attivare in fase di gestione incidentale e post-incidentale.

Nella seconda parte del documento si descrivono le principali caratteristiche e capacità di calcolo del codice integrale a parametri concentrati MELCOR e le principali caratteristiche dei modelli in esso utilizzati per le valutazioni dei principali parametri termofluidodinamici e della dinamica del trasporto, diffusione e deposizione dei materiali componenti il termine sorgente (prodotti di fissione, aerosol, particolati e residui strutturali). Si riportano anche alcune considerazioni sulla evoluzione del codice verso una struttura più avanzata e potente, implementata nella più recente release.

 <b>Ricerca Sistema Elettrico</b>	<b>Sigla di identificazione</b>	<b>Rev.</b>	<b>Distrib.</b>	<b>Pag.</b>	<b>di</b>
	PAR2010-ENEA-LA2-011	0	L	5	50

## 2. CENNI STORICI

Gli anni '50 possono essere ricordati come un decennio molto intenso per quanto riguarda le attività nel campo della ricerca nucleare e della sicurezza. La collaborazione fra la *Commissione per l'Energia Atomica (AEC)* e la *US Nuclear Navy* permette, in quel periodo, di acquisire i primi fondamenti progettuali degli attuali reattori ad acqua leggera (*Light Water Reactors, LWR*). Nel 1954 il Congresso degli Stati Uniti approva il secondo *Atomic Energy Act* che permette, per la prima volta, un ampio uso dell'energia atomica, mettendo fine al monopolio statale e al solo uso militare e aiutando il settore privato a sviluppare applicazioni commerciali.

I tre pilastri su cui il secondo atto si basa sono:


- Continuazione del programma militare e dello sviluppo di armamento nucleare.
- Promozione dello sviluppo di applicazioni nucleari civili.
- Protezione della popolazione dai rischi derivanti dall'uso pacifico commerciale dell'energia nucleare.

Grande enfasi viene rivolta al campo della sicurezza. Si cerca di affievolire l'immagine dell'energia atomica generatasi alla fine della seconda guerra mondiale a causa del lancio dei due ordigni atomici su Hiroshima e Nagasaki. Gli addetti ai lavori sono consapevoli che il verificarsi di un incidente in campo industriale avrebbe compromesso ogni possibilità d'uso civile dell'energia nucleare. Uno speciale comitato della AEC, il *Reactor Safeguards Committee*, viene creato per vagliare ogni singola proposta per la realizzazione di un reattore cercando di dare risposta alle seguenti due domande fondamentali:

1. Quale può essere il massimo incidente credibile?
2. Quali possono essere le conseguenze di tale massimo incidente credibile?

L'unica maniera credibile per cercare di dare una risposta a queste due domande è stata quella di realizzare impianti prototipo in un laboratorio situato in un luogo lontano da insediamenti civili e vedere sul campo come tali impianti si sarebbero comportati. In questo laboratorio gli ingegneri responsabili del progetto avevano il compito di fare malfunzionare oltre ogni limite questi reattori prototipi e individuarne i punti deboli.

Dopo qualche anno di raccolta dati, è stato raggiunto un numero sufficiente di informazioni tale da poter iniziare lo sfruttamento civile di questa tecnologia.

 <b>Ricerca Sistema Elettrico</b>	<b>Sigla di identificazione</b>	<b>Rev.</b>	<b>Distrib.</b>	<b>Pag.</b>	<b>di</b>
	PAR2010-ENEA-LA2-011	0	L	6	50

Alla ditta privata Duquesne Light Company viene concesso il primo permesso per la costruzione di ciò che sarebbe diventato il primo reattore nucleare commerciale al mondo: *Shippingport*. La centrale nucleare di Shippingport è stata costruita a spese dello stato, ma gestita dalla Duquesne. E' entrata in operazione nel 1957. Il progettista, la *Westinghouse*, riesce a realizzare l'opera grazie all'esperienza maturata nel settore navale militare.

Anche *General Electric* fa il suo ingresso in questo campo con la collaborazione di Knolls Atomic Power Laboratory e Argonne National Laboratory. Il suo ingresso avviene grazie a una commessa della Commonwealth Edison Company di Chicago che dà origine, nel 1957, al Vallecitos Boiling Water Reactor.

Con la costruzione di queste due prime centrali si verifica una importante evoluzione del concetto di sicurezza associata alla trasparenza: l'audizione pubblica. Con un mandato del governo, viene concesso al pubblico un periodo di 30 giorni per discutere sull'iter amministrativo associato al processo di permesso di costruzione (*licensing*) delle nuove centrali.

Durante questa decade, l'attenzione sulla sicurezza si focalizza su molti aspetti, tra cui l'ubicazione delle centrali. L'ubicazione influisce sulla sicurezza in caso di rilascio incontrollato di radioattività. Gli studi sull'ubicazione delle centrali non possono ancora godere di informazioni di background, visto il modesto numero di reattori esistenti. Si procede allora ad un'analisi caso per caso e comunque, per "sicurezza", si cerca di costruire le centrali il più lontano possibile dai luoghi abitati. Nel 1950 il comitato per la salvaguardia dei reattori della AEC prepara il report WASH-3 in cui si assume, per la prima volta, che un reattore può subire un incidente di forte surriscaldamento e fusione del combustibile, con conseguente rottura del circuito primario di raffreddamento. A seguito di questo incidente, il materiale radioattivo contenuto nel combustibile può fuoriuscire e diffondersi anche all'esterno dell'edificio di contenimento, causando danno alla popolazione.

Shippingport è stata la prima centrale dotata di edificio di contenimento. Il principale concetto espresso in quella che viene conosciuta come "filosofia di sicurezza" è quello della *difesa in profondità (defence in depth)*. Si ricorre cioè ad una serie di barriere multiple per minimizzare o eliminare gli effetti risultanti dal verificarsi di sequenze incidentali di varia gravità.

Si rispettano i seguenti passi e procedure:

- E' necessaria un'autorità di sicurezza per controllare ed autorizzare gli impianti



- Si prendono in conto i contenuti di normative e procedure (errore umano, controllo di qualità, ispezioni..)
- Si considerano i principi fisici di progetto (reattività negativa, matrice del combustibile, guaina, vessel del reattore, edificio di contenimento)
- Si tenta di ridurre, per quanto possibile, la frequenza di malfunzionamenti (ridondanza, separazione, diversificazione)
- Si cerca di minimizzare gli eventi esterni (costruzione antisismica, frangiflutti, recinzioni)
- Si operano studi sulla localizzazione dell'impianto (siting).

Nel 1955 per la prima volta uno studio commissionato dall'AEC esamina le probabilità e gli effetti potenziali di un grave incidente nucleare. Tale studio si conosce come WASH-740 (Mitigazione degli incidenti).

Negli anni '60 l'energia nucleare passa dall'essere una novità in via di sviluppo ad essere una fonte energetica commercialmente competitiva. La rapidità di questa espansione viene favorita da vari fattori, primo fra tutti la concorrenza fra i due principali fornitori: Westinghouse e General Electric, in grado di realizzare i primi impianti chiavi-in-mano. Anche il fattore ambientale contribuisce all'accettazione dell'uso civile dell'atomo in quanto le centrali nucleari rimpiazzano quelle obsolete e inquinanti a carbone.

Una delle questioni che si rivela più importante è l'ubicazione (siting) delle centrali, problema che si manifesta quando le richieste di localizzazione sono così tante da non poter evitare di avvicinarsi sempre più alle metropoli.

A partire dal 1961 si iniziano a definire i primi standard per regolamentare l'ubicazione delle nuove centrali, dando origine al 10 CFR 100 (Title 10, Code of Federal Regulations, PART 100 - Reactor Site Criteria) basandosi sulle seguenti assunzioni:

- La frequenza di accadimento di un incidente grave deve essere bassa.
- Si deve considerare un limite superiore di materiale radioattivo rilasciato (massimo inventario radioattivo di rilascio) tale da poter essere considerato gestibile con l'applicazione delle tecniche d'intervento del periodo.
- Le centrali devono sorgere in zone scarsamente popolate.
- Un edificio di contenimento deve trattenere ogni rilascio incontrollato di materiale radioattivo.

Vengono quindi stimati, per la prima volta:

- il termine sorgente (*source term*), cioè la quantità di materiale radioattivo contenuto in un nocciolo;
- la dose alla popolazione in caso di incidente, includendo anche considerazioni di tipo meteorologico.


Si definiscono, sempre per la prima volta, zone di esclusione ed evacuazione attorno alla centrale.

Nel **1962**, la Atomic Energy Commission emette il documento informativo tecnico **TID 14844** “*Calcolo dei fattori di distanza per reattori di prova e di potenza*”. In questo documento viene postulato un rilascio di prodotti di fissione dal nucleo di un reattore ad acqua leggera (LWR) nell'atmosfera dell'edificio di contenimento (**termine sorgente**) allo scopo di calcolare le dosi all'esterno del sito conformemente al regolamento in vigore (10 CFR parte 100, “*Criteri di localizzazione dei reattori*”). Il termine sorgente postulato è quello generato a fronte di un incidente in grado di provocare una sostanziale fusione del nocciolo. Il rilascio dei prodotti di fissione nel contenimento si basa sulla conoscenza maturata in quel periodo del comportamento dei prodotti di fissione stessi. Oltre alla valutazione dell'idoneità del sito, le applicazioni della regolamentazione di questo termine sorgente (insieme alla metodologia per il calcolo di dose) riguardano la progettazione di una vasta gamma di sistemi ingegneristici di sicurezza per l'impianto. Negli ultimi 30/40 anni si sono sviluppate nozioni sostanziali aggiornando la conoscenza sugli incidenti severi in reattori LWR e sul comportamento dei prodotti di fissione.

Vale la pena evidenziare che il termine sorgente prevedeva il rilascio immediato nel contenimento di:

- 100% dell'inventario di gas nobili nel nocciolo, 50% dell'inventario degli isotopi di iodio nel nocciolo, di cui il 50% si presumeva depositato immediatamente su varie superfici dell'edificio di contenimento (quindi lo iodio disponibile per rilascio all'esterno attraverso crepe nel contenimento era pari al 25% del totale);
- 1% dei restanti prodotti di fissione “solidi” che tuttavia sono stati sempre trascurati dagli standard e nella pratica successiva.

Lo iodio viene considerato principalmente (91%), in forma elementare  $I_2$ , per il 5% in forma di particolato (particelle o aerosol) e per il 4% in forma di iodio organico (ioduro di metile e composti simili).

 <b>Ricerca Sistema Elettrico</b>	<b>Sigla di identificazione</b>	<b>Rev.</b>	<b>Distrib.</b>	<b>Pag.</b>	<b>di</b>
	PAR2010-ENEA-LA2-011	0	L	9	50

Queste semplici regole hanno dominato gran parte della tecnologia di sicurezza nucleare per più di vent'anni. Hanno avuto importanti conseguenze sugli impianti sia per la stima della quantità del rilascio, sia per l'ipotesi di un rilascio istantaneo dal nucleo, sia per l'ipotesi sulla composizione fisico-chimica del rilascio.

I sistemi ingegneristici di sicurezza, ad esempio, sono stati ottimizzati per la rimozione di iodio molecolare e organico, mentre il tempo di chiusura delle valvole di isolamento è stato stabilito sulla base di una fuoriuscita immediata di materiale dal nocciolo. I rilasci indicati nel documento tecnico TID 14844 sono stati utilizzati per la verifica di resistenza alle radiazioni degli strumenti del contenimento, nonché per la valutazione di abitabilità della sala controllo a seguito di un incidente e per la progettazione di sistemi di campionamento di gas e liquidi.

I progettisti si sono sentiti obbligati ad includere sistemi di salvaguardia all'interno dell'edificio di contenimento in modo da prevenire o quantomeno mitigare le conseguenze di un incidente oltre i limiti di progetto, denominato *incidente severo (severe accident)*. Questi sistemi di salvaguardia sono oggi conosciuti come sistemi ingegneristici di sicurezza (*Engineered Safety Systems*) ed includono:

- SCRAM automatico del reattore.
- Isolamento del reattore dall'edificio turbina e gli altri edifici ausiliari.
- Sistema di refrigerazione di emergenza del nocciolo (Emergency Core Cooling System ECCS) per prevenire la degradazione del combustibile.
- Sistema di emergenza di rimozione del calore (Post-Accident Heat Removal PAHR) per prevenire la sovrappressione dell'edificio di contenimento.
- Sistemi di rimozione del materiale radioattivo (Post-Accident Radioactivity Removal PARR) per limitare i rilasci.

Le principali aree di ricerca si rivolgono quindi nei seguenti campi:

- Trasporto e deposizione dei prodotti di fissione.
- Edificio di contenimento.
- Sistemi attivi.
- Sistema di emergenza di refrigerazione del nocciolo (Emergency Core Cooling System ECCS).

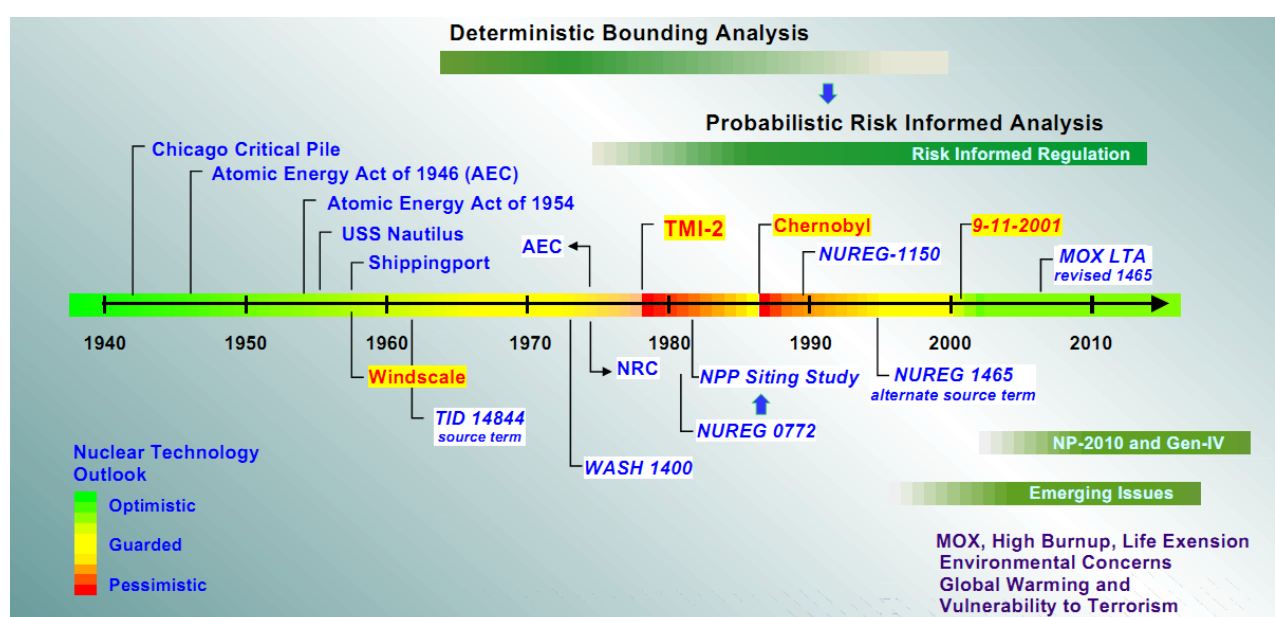
E' risultato subito evidente che nessun tipo di salvaguardia avrebbe potuto contrastare un supposto cedimento del contenitore in pressione del nocciolo (*Reactor Pressure Vessel, RPV*) e, a livello di popolazione, prende piede l'idea poco scientifica della cosiddetta *sindrome cinese*. Si teorizza su come un nocciolo fuso possa perforare il vessel del reattore, attaccare l'edificio di contenimento e penetrare nel terreno fino a 30 metri di profondità e oltre con l'inquinamento delle possibili falde freatiche esistenti. Naturalmente la preoccupazione maggiore non è il recupero del corium (nocciolo fuso), quanto la garanzia dell'integrità dell'edificio di contenimento.

Il dibattito dà il via a tre correnti di pensiero:


1. La sindrome cinese non è credibile.
2. Occorre sviluppare sistemi che proteggano l'edificio di contenimento dall'attacco del corium.
3. Occorre migliorare i sistemi di refrigerazione di emergenza.

Prevale la terza corrente: si migliorano i sistemi di refrigerazione di emergenza e si ritiene non credibile un incidente con fusione totale del nocciolo.

Lo scopo principale dei ricercatori di ECCS è stato quello di comprendere i processi coinvolti nel raffreddamento del nocciolo, specialmente i meccanismi di scambio termico di fluidi bifase. Si realizzano diverse installazioni sperimentali e si cerca di riversare le scoperte nei primi codici di calcolo termo-fluidodinamico.



**Figura 1: Pietre miliari nella sicurezza nucleare**

 <b>Ricerca Sistema Elettrico</b>	<b>Sigla di identificazione</b>	<b>Rev.</b>	<b>Distrib.</b>	<b>Pag.</b>	<b>di</b>
	PAR2010-ENEA-LA2-011	0	L	11	50


Nel 1975 viene pubblicato uno studio per determinare la *probabilità* di un incidente severo (relazione *Rasmussen* o *WASH 1400*), tema mai trattato, fino ad allora, con piena soddisfazione. Il risultato di questo lavoro è stata la creazione del metodo probabilistico di valutazione del rischio (*Probabilistic Risk Assessment PRA* o anche *Probabilistic Safety Assessment PSA*) tutt'ora utilizzato. Lo studio valutava per la prima volta *la probabilità* di accadimento di un certo numero di sequenze incidentali che avrebbero potuto condurre alla fusione del nocciolo (*Core Melt* o *Core Damage Frequency*), considerando sia fattori esterni (terremoti, cadute aerei, tornado, ecc.), sia l'errore umano.

Si passa da un approccio grossolanamente deterministico ad un approccio probabilistico, allargando quindi le potenzialità del campo d'indagine.

Dopo la pubblicazione del rapporto Rasmussen (1975) e l'accadimento dell'incidente di TMI, viene messa in discussione la validità del documento TID 14844. Si effettuano allora molte ricerche sull'argomento e, nel 1992, dopo anni di dibattito nella comunità scientifica internazionale, e presso le autorità di regolamentazione, viene pubblicata una relazione dalla NRC (USNRC, 1992a) contenente una nuova proposta di "termine sorgente", che avrebbe dovuto sostituire il TID 14844. Tale proposta viene accolta e nel 1995 si pubblicano le **NUREG 1465** "*Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants*", cioè un nuovo termine sorgente migliorato.

Lo scopo delle NUREG 1465 è di fornire un termine sorgente di riferimento rilasciato all'interno dell'edificio di contenimento, basandosi sulle conoscenze del momento (anno 1995) in riferimento al comportamento dei prodotti di fissione in caso di incidente severo in reattori LWR. Le informazioni contenute nella NUREG 1465 sono applicabili ai reattori LWR e destinate a costituire la base per lo sviluppo di normative per i futuri reattori ad acqua leggera.

La nuova proposta di termine sorgente deriva dalla considerazione delle sequenze incidentali studiate dalla US-NRC e intende rappresentare una media di eventi significativi. I rilasci dovuti all'interazione del nucleo fuso con il calcestruzzo dell'edificio di contenimento (rilasci ex-vessel ritardati) sono quelli derivanti dall'assunzione di assenza di acqua sopra lo strato di corium fuso. In caso di presenza di uno strato di acqua, il rilascio sarebbe stato inferiore per effetto della rimozione dell'acqua stessa.

 <b>Ricerca Sistema Elettrico</b>	<b>Sigla di identificazione</b>	<b>Rev.</b>	<b>Distrib.</b>	<b>Pag.</b>	<b>di</b>
	PAR2010-ENEA-LA2-011	0	L	12	50

Con riferimento alla chimica-fisica dello iodio, sono stati suggeriti i seguenti valori di riferimento:

- Almeno il 95% viene rilasciato sotto forma di ioduro di cesio CsI<sup>1</sup> aerosol;
- 5% sotto forma di iodio molecolare I<sub>2</sub> o ioduro di idrogeno HI con almeno un 1% per ognuna delle due forme;
- lo iodio si dissolve nell'acqua del contenimento come ione I<sup>-</sup> e successivamente può evolvere come iodio molecolare se il pH dell'acqua è basso (anche come conseguenza della radiolisi). In questo caso si possono costituire forme organiche di iodio (molto pericolose in quanto difficili da rimuovere dai filtri e da altri sistemi).

Nel caso in cui si preveda un controllo del pH per l'acqua del contenimento, con l'obiettivo di mantenerlo al di sopra di 7, è possibile ipotizzare che non più di un 1% dello iodio disciolto venga liberato dall'acqua e possa produrre iodio organico. Infine, per quanto riguarda gli altri isotopi rilasciati oltre ai gas nobili e allo iodio, si presume siano sotto forma di particolato.

La nuova NUREG 1485 fornisce anche un riferimento sui coefficienti di rimozione dei filtri, degli spray e delle piscine di soppressione.

Valori tipici sono:

- Filtri al carbonio: 90-99% per lo iodio molecolare e 30-99% per lo iodio organico
- Diminuzione della radioattività in sospensione nel contenimento di un fattore di circa 100 come risultato di un sistema di spray durante la prima mezz'ora (successivamente la rimozione è molto più lenta e dipende dal pH dell'acqua), a condizione che tutto il volume del contenimento si possa considerare coperto dallo spray.
- Rimozione di un fattore compreso tra 10 e 100 come conseguenza del passaggio degli effluenti attraverso l'acqua della piscina di soppressione di un BWR (pool scrubbing).

È opportuno ribadire che il termine sorgente ha lo scopo di sostituire, utilizzando i risultati disponibili provenienti dal campo della ricerca, i rilasci indicati nella relazione TID 14844 per le loro applicazioni specifiche, essenzialmente di interesse per gli Stati Uniti. Il nuovo termine sorgente

---

<sup>1</sup> Lo ioduro di cesio è il sale di cesio dell'acido iodidrico HI

rappresenta un ragionevole riferimento per gli incidenti severi con notevoli quantità di nucleo fuso.

Ovviamente, per ogni caso di interesse specifico, ovvero per ogni sequenza accidentale che deve essere studiata adeguatamente in dettaglio, i codici di calcolo utilizzati per determinare il nuovo termine sorgente (*RELAP/SCDAP* e *MELCOR*) sono in grado di fornire una risposta specifica. Tuttavia ci si deve aspettare che i nuovi termini sorgente siano di applicazione per valutazioni in cui si cerca di stimare un ordine di grandezza, non un dettaglio.

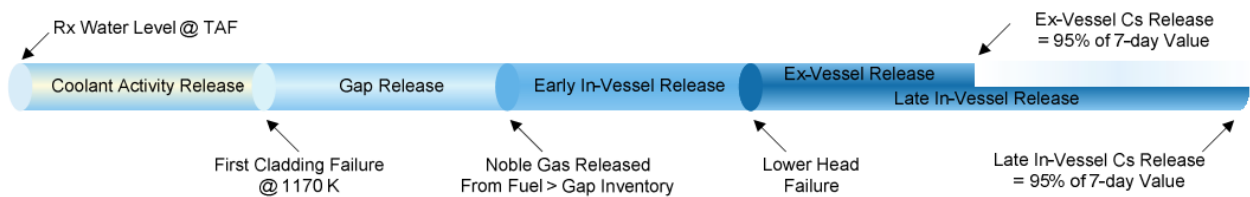
**Tabella 1: differenze fra la TID 14844 e la NUREG 1465**

	<b>TID 14844</b>		<b>NUREG 1465</b>	
Sostanze rilasciate all'interno del contenimento	Gas nobili	100%	Gas nobili	100%
	Iodio	50% (di cui la metà si deposita istantaneamente)	Iodio	40%
			Cesio	30%
			Tellurio	5%
	Solidi	1%	Bario	2%
			Altri	0.02-0.2%
Rateo di Rilascio	Istantaneo		Durante le prime 1.8 ore	
Forma fisico-chimica dello iodio	Vapore inorganico	91%	Vapore inorganico	4.85%
	Vapore organico	4%	Vapore organico	0.15%
	Aerosol	5%	Aerosol	95.00%
Solidi	Ignorati per il calcolo della dose in sala controllo e all'esterno del contenimento		Trattati come aerosol	

La NUREG 1465 definisce cinque possibili fasi di rilascio durante un incidente severo:

- *Rilascio dal refrigerante*: inizia con la eventuale rottura del circuito di raffreddamento (es. LOCA) e termina con la prima rottura della guaina del combustibile.
- *Rilascio dall'intercapedine*: inizia con la prima rottura della guaina del combustibile e termina quando la temperatura della pastiglia di combustibile è troppo alta da non trattenere più i prodotti di fissione.
- *Rilascio In-Vessel immediato*: termina quando il vessel del reattore cede.

- *Rilascio Ex-Vessel immediato*: inizia quando il nocciolo fuso esce dal vessel del reattore e termina quando i debris si raffreddano al punto che non ci sono più rilasci significativi di prodotti di fissione.
- *Rilascio Ex-Vessel ritardato*: inizia quando il nocciolo fuso esce dal vessel del reattore e termina quando si ritiene opportuno non considerare più nessun rilascio significativo.



**Figura 2: Fasi di rilascio del terminale sorgente come definite dalla NUREG 1465**

La NUREG-1465 è stata recentemente rivista, seppure in modo non ufficiale e quindi non ancora soppiantata da nessuna nuova NUREG, per tenere in conto gli effetti sul terminale sorgente di:

- MOX (combustibile ossidi misti).
- HBU (combustibile con alto burn-up).
- LEU (Low-enriched uranium).



### 3. EVOLUZIONE DEL CONCETTO DI SICUREZZA

#### 3.1 TID 14844

Le ipotesi fondamentali su cui vengono calcolate le distanze delle zone di esclusione intorno a una centrale nucleare sono le seguenti:

1. La frequenza di accadimento di un incidente severo è estremamente bassa. La probabilità è ancora più bassa per un incidente in cui vengono rilasciate notevoli quantità di prodotti di fissione nel circuito di raffreddamento primario e ancora molto più bassa per incidenti che possono rilasciare quantità significative di radioattività dal circuito primario all'interno dell'edificio del reattore.
2. Si presume che il reattore sia del tipo ad acqua pressurizzata. L'incidente massimo credibile rilascerà nell'edificio del reattore il 100% dei gas nobili, il 50% degli alogeni e il 1% dei solidi dell'inventario totale dei prodotti di fissione. Un tale rilascio rappresenta circa il 15% dell'attività dei prodotti di fissione.
3. Si suppone che il 50% dello iodio presente nel contenimento sia suscettibile al rilascio nell'atmosfera. Il restante 50% dello iodio si suppone che venga assorbito dalle superfici interne dell'edificio del reattore o aderisca ai componenti interni. Si presume che la rimozione di iodio volatile a causa di svariati fenomeni fisici come l'adsorbimento, l'aderenza e la sedimentazione possa dare un effetto di riduzione compresa fra 3-10 volte nel risultato finale. Non è stato preso in considerazione l'effetto del lavaggio o del filtraggio delle salvaguardie protettive come ad esempio gli spray e il sistema di ricircolo dell'aria interna. L'intervento di tali sistemi potrebbe dare origine a fattori di riduzione supplementare di 10-1000 volte.
4. Si suppone che il rilascio di radioattività (in atmosfera) disponibile dall'edificio del reattore verso l'ambiente si verifichi a un tasso costante di perdita di 0,1 per cento al giorno. Si suppone che le condizioni di fuga e pressione persistano durante tutto il corso dell'incidente, che per motivi pratici, si considera fino a quando l'attività dello iodio diventa insignificante. La pressione massima all'interno dell'edificio del reattore e il tasso di fuga in realtà diminuirebbe con il passare del tempo in quanto il vapore condensa a contatto con superfici fredde. Assumendo che non avvenga nessuna variazione nel tasso di fuga in funzione della caduta di

pressione all'interno del contenimento, si stima che le dosi finali calcolate all'esterno del contenimento possano essere maggiori di quelle reali di un fattore di 5-10 volte.

5. Si assume che la dispersione atmosferica di materiale all'esterno dell'edificio di contenimento si verifichi in funzione di fattori meteorologici della velocità del vento, stabilità atmosferica e parametri di diffusione, come già analizzato nel WASH-720.
6. Si suppone che non avvenga un cambiamento nella direzione del vento per tutta la durata del rilascio dei prodotti di fissione dal contenimento. Se si assume che il rilascio dal contenimento si verifichi durante un periodo di tempo significativo dell'ordine di giorni, può risultare un fattore di riduzione di 2-50 volte grazie ai cambi di direzione del vento.
7. Si suppone che la dispersione atmosferica si verifichi nelle condizioni meteorologiche dette "di inversione". In condizioni meteo che normalmente si verificano nelle zone delle centrali nucleari (almeno il 75% del tempo), la dispersione atmosferica potrebbe essere più favorevole, con fattori di 5-1000 volte.
8. La deplezione della nube tossica a causa di deposizione al suolo (fallout di particolato) non viene considerata. Tale deposizione durante il tragitto della nube potrebbe ridurre il raggio della zona di scarsa popolazione di un fattore 2-5.
9. Nel calcolare la dose per raggi gamma, non si tiene conto della schermatura fornita dalla struttura del contenimento o del reattore applicabile o della topografia del terreno. In alcuni casi tale schermatura potrebbe ridurre la dose per raggi gamma di un fattore 2-1000.
10. Il decadimento dei prodotti di fissione viene considerato mentre sono confinati all'interno dell'edificio di contenimento, ma non viene considerato durante il loro transito fino al punto recettore. Il decadimento durante il trasporto abbasserebbe le dosi calcolate.
11. Nel determinare la dose per raggi gamma in tutto il corpo, è stata considerata significativa solo la dose esterna.

Fatte queste ipotesi, le dosi di esposizione risultanti dal massimo incidente credibile sarebbero probabilmente molte volte inferiori a quelle calcolate.

### 3.2 NUREG 1465

La ricerca sul Termine Sorgente in caso di incidente severo diventa di grande interesse subito dopo l'incidente di Three-Mile Island (TMI) quando si osserva che vengono rilasciate relativamente piccole quantità di iodio in ambiente rispetto alle quantità stimate in fase di calcolo durante il procedimento di licensing. Ciò porta un certo numero di ricercatori a pensare che i rilasci in seguito ad un incidente severo sono molto inferiori a quanto precedentemente stimato.

La NRC intraprende un notevole sforzo di ricerca verso l'anno 1981 per ottenere una migliore comprensione del trasporto e del rilascio dei prodotti di fissione in reattori ad acqua leggera in condizioni di incidente severo. Questa ricerca coinvolge enti di ricerca e industrie, dando origine a un gruppo di codici di calcolo conosciuto come SourceTerm Code Package (STCP) per la stima della progressione della degradazione del nocciolo e del rilascio e trasporto dei prodotti di fissione nei reattori ad acqua leggera. La metodologia STCP per la stima del termine sorgente in caso di incidente severo si riflette anche nella NUREG-1150, che fornisce per la prima volta una valutazione probabilistica del rischio per cinque centrali nucleari degli Stati Uniti.

Come conseguenza di questo sforzo di ricerca per ottenere una migliore comprensione del trasporto dei prodotti di fissione e dei meccanismi di rilascio in reattori ad acqua leggera, STCP diventa uno strumento integrale per l'analisi del trasporto dei prodotti di fissione nel sistema di raffreddamento del reattore (RCS) e nel contenimento.

I codici inclusi nel pacchetto STCP sono:

- CORSOR, per il rilascio dei prodotti di fissione dal combustibile
- TRAPMELT, per il trasporto e ritenzione dal RCS
- VANESA e CORCON, per i rilasci dalle interazione corium-calcestruzzo
- SPARC, ICEDF e NAUA, per il trasporto e la ritenzione dei prodotti di fissione nel contenimento e, conseguentemente, all'esterno in funzione dello stato di danneggiamento del contenimento.

Una modellazione migliorata dei fenomeni di incidente severo, incluso il trasporto dei prodotti di fissione, è fornita dal codice di calcolo MELCOR.

In contrasto con i rilasci istantanei che erano stati postulati nelle linee guida regolamentari, le analisi delle sequenze di incidente severo hanno mostrato che, nonostante le differenze del progetto della centrale e della sequenza analizzata, tali rilasci possono essere generalmente classificati in termini di fasi

fenomenologiche associate al grado di fusione e di rilocazione del nocciolo, all'integrità del vessel del reattore e, eventualmente, all'attacco del corium al calcestruzzo sotto la cavità del reattore.

Le fasi di rilascio appena descritte sono:

- ✓ **Attività del refrigerante:** inizialmente il rilascio è dovuto al refrigerante in quanto si suppone una rottura del circuito di raffreddamento.
- ✓ **Attività dell'intercapedine:** dovuto al fatto che tale perdita di refrigerante non può essere interamente risolta dai sistemi di emergenza, la guaina del combustibile inizierà a degradarsi e si romperà, liberando tutti i prodotti di fissione contenuti nell'intercapedine tra il pellet e la guaina stessa.
- ✓ **In-Vessel:** con il procedere dell'incidente, il combustibile si degraderà sempre più perdendo la sua geometria originale, fondendosi, rilocandosi fino a raggiungere la parte inferiore del vessel. Durante questa fase tutti i gas nobili e buona parte dei radionuclidi volatili, come il cesio e lo iodio, vengono rilasciati nel contenimento. La quantità di nuclidi volatili rilasciati dipende fortemente dal tempo di residenza del materiale radioattivo all'interno del RCS. Sequenze incidentali ad alta pressione danno origine a tempi di permanenza lunghi e quindi a una ritenzione/deposizione notevole dei prodotti volatili dentro al RCS stesso. Sequenze incidentali a bassa pressione danno origine a tempi di permanenza brevi con una ritenzione/deposizione piccola dei prodotti volatili all'interno del RCS e una fuoriuscita notevole verso il contenimento.
- ✓ **Ex-Vessel:** se il vessel del reattore cede, possono verificarsi due tipi di fase di rilascio. Il corium fuso fuoriuscendo dal vessel del reattore interagisce con il calcestruzzo della cavità, rilasciando nuclidi meno volatili nel contenimento. Il tipo di rilascio è influenzato dal tipo di calcestruzzo impiegato: un calcestruzzo di arenaria rilascia quantità maggiori di CO e CO<sub>2</sub> rispetto a un calcestruzzo basaltico. I gas CO e CO<sub>2</sub> possono a loro volta agevolare la diffusione di nuclidi poco volatili come il bario, lo stronzio e piccole frazioni di lantanidi nell'atmosfera del contenimento. Come conseguenza dell'interazione corium-calcestruzzo, si possono generare anche grandi quantità di aerosol non-volatili. La presenza di acqua nella cavità del reattore in modo da sommergere il corium, riduce significativamente i rilasci in atmosfera, sia raffreddando il corium sia intrappolando nell'acqua stessa (scrubbing) le sostanze che

vengono rilasciate. L'efficienza di questo intrappolamento dipende dalla temperatura e dalla profondità dell'acqua.

- ✓ **In-Vessel ritardato:** Contemporaneamente e generalmente con una lunga durata, dal vessel vengono rilasciate altre sostanze volatili che si erano già depositate nel circuito di raffreddamento durante le fasi precedenti.

Oltre quanto già descritto, potrebbero verificarsi anche altri due fenomeni che interessano il rilascio dei prodotti di fissione nel contenimento:

- ✓ Il primo di questi viene denominato come "espulsione di materiale fuso ad alta pressione" (high pressure melt ejection **HPME**). Se il circuito di raffreddamento è ad alta pressione al momento del cedimento del vessel del reattore, potrebbero essere espulsi dal vessel verso il contenimento materiali fusi ad alta velocità. Oltre ad un potenzialmente rapido innalzamento della temperatura nel contenimento, potrebbe aggiungersi nell'atmosfera del contenimento una notevole quantità di materiale radioattivo, principalmente sotto forma di aerosol. La possibilità di un HPME è molto bassa con pressioni basse nel circuito di raffreddamento.
- ✓ Un secondo fenomeno che potrebbe influenzare il rilascio di prodotti di fissione nel contenimento è un'esplosione di vapore come risultato di interazioni tra acqua e detriti del nocciolo fuso. Ciò potrebbe portare ad una fine frammentazione di qualche porzione dei detriti del nocciolo fuso con un aumento della quantità di prodotti di fissione in atmosfera. Sebbene le esplosioni di vapore di piccola scala siano considerate abbastanza probabili, non si tradurranno in un aumento significativo dell'attività in atmosfera all'interno di contenimento. Le esplosioni di vapore su larga scala, d'altro canto, potrebbero tradursi in un aumento significativo dell'attività in atmosfera, ma sono molto meno probabili di verificarsi. In ogni caso, i rilasci di particolato o di vapori durante le esplosioni di vapore saranno accompagnati anche da grandi quantità di gocce d'acqua, che tenderebbero a spazzare via rapidamente il materiale rilasciato in atmosfera.

È importante sottolineare che le frazioni di rilascio per i termini sorgente presentate nel rapporto NUREG 1465 sono destinate ad essere rappresentative o tipiche, anziché conservatrici o indicatrici di valori massimi; tranne che per le condizioni iniziali dei prodotti di fissione provenienti dal combustibile degradato, scelte in modo conservativo, sebbene associate ad uno scenario di bassa pressione. Le frazioni rilasciate non sono state destinate per includere

tutti i potenziali incidenti severi, né per rappresentare qualsiasi singola sequenza, dal momento che le sequenze incidentali con frazioni di rilascio sia superiori sia inferiori, sono state esaminate e scalate con un opportuno fattore riportato nel rapporto finale.

I termini sorgente indicati nella NUREG 1465 non sono applicabili a reattori molto diversi dai reattori ad acqua leggera, come per esempio i reattori a gas o a metallo liquido.

I combustibili irraggiati con un elevato grado di burn-up (oltre i 40 GWd/Mt<sub>U</sub>) sono più propensi a cedimenti in caso di un transitorio con inerzione di reattività. Inoltre, il combustibile molto irraggiato può frammentarsi o polverizzarsi più facilmente, per cui il cedimento della guaina rilascerà anche frazioni di combustibile oltre che prodotti di fissione.

I termini sorgente indicati nella NUREG 1465 si basano su combustibile con basso grado di burn-up, considerando la pellet intatta al momento del cedimento della guaina.

### 3.2.1 DURATA DELLE FASI DI RILASCIO

La fase di rilascio *in-vessel* è un po' più lunga per reattori di tipo BWR rispetto ai PWR, in quanto la densità di potenza di un BWR è minore. Tempi rappresentativi per la fase *in-vessel* sono 1.3 ore per i PWR e di 1.5 ore per i BWR.

La fase di rilascio *ex-vessel* comincia quando il corium fuso fuoriesce dal vessel del reattore e termina quando i detriti sono sufficientemente raffreddati e non rilasciano più materiale radioattivo in modo significativo. Durante questa fase vengono rilasciati principalmente i radionuclidi volatili non rilasciati durante la precedente fase *in-vessel*, ma anche radionuclidi non-volatili. Sebbene i rilasci derivanti dall'interazione corium-calcestruzzo hanno luogo dopo un certo numero di ore dal cedimento del vessel, il grosso dei prodotti di fissione (circa il 90%) con l'eccezione del Tellurio e del Rutenio, viene rilasciato durante le prime due ore in un reattore PWR e durante le prime tre ore in un reattore BWR. Il rilascio di tellurio e di rutenio si estende rispettivamente per 5 e 6 ore, sia per PWR sia per BWR. La differenza nella durata della fase *ex-vessel* fra un PWR e un BWR risiede nella differenza della quantità di zirconio presente all'interno del vessel: un BWR contiene più zirconio e quindi una maggiore

energia per l'ossidazione. Tempi rappresentativi per la fase ex-vessel sono 2 ore per i PWR e 3 ore per i BWR.

La fase di rilascio in-vessel ritardata inizia al cedimento del vessel e procede simultaneamente con quella ex-vessel. In questa fase alcuni dei nuclidi depositati nel sistema di raffreddamento durante le precedenti fasi, possono rivolatilizarsi ed essere rilasciati nel contenimento. Tempi rappresentativi per la fase in-vessel ritardata sono 10 ore sia per i PWR sia per i BWR.

**Tabella 2: Durata delle fasi di rilascio per reattori BWR e PWR (NUREG 1465<sup>2</sup>)**

<b>Release Phase</b>	<b>Duration, PWRs (Hours)</b>	<b>Duration, BWRs (Hours)</b>
Coolant Activity	10 to 30 seconds*	30 seconds*
Gap Activity	0.5	0.5
Early In-Vessel	1.3	1.5
Ex-Vessel	2	3
Late In-Vessel	10	10

### 3.2.2 COMPOSIZIONE E QUANTITÀ DEI PRODOTTI DI FISSIONE

Nell'analizzare gli incidenti severi, il rapporto tecnico WASH-1400 esamina lo spettro dei prodotti di fissione e raggruppa 54 radionuclidi in 7 gruppi principali sulla base della similitudine nel comportamento chimico. L'uso del pacchetto di codici STCP ha permesso di espandere questa prima classificazione in 9 gruppi, mostrati nella tabella seguente.

<sup>2</sup> Valori espressi come frazione dell'inventario del nocciolo.

**Tabella 3: Raggruppamento dei radionuclidi in base alla similitudine chimica (NUREG 1465)**

Group	Title	Elements in Group
1	Noble gases	Xe, Kr
2	Halogens	I, Br
3	Alkali Metals	Cs, Rb
4	Tellurium group	Te, Sb, Se
5	Barium, strontium	Ba, Sr
6	Noble Metals	Ru, Rh, Pd, Mo, Tc, Co
7	Lanthanides	La, Zr, Nd, Eu, Nb, Pm, Pr, Sm, Y, Cm, Am
8	Cerium group	Ce, Pu, Np

### 3.2.3 FORMA CHIMICA DEI PRODOTTI DI FISSIONE

La forma chimica dello iodio entrante nel contenimento si stima sia almeno per il 95% ioduro di cesio CsI, con il restante 5% di Iodio molecolare (I<sub>2</sub> almeno un 1%) e idruro di iodio (HI almeno un 1%).

**Tabella 4: Valori medi dei radionuclidi rilasciati nel contenimento per reattori BWR, scenario a bassa pressione, alta ossidazione di zirconio (NUREG 1465)<sup>3</sup>**

Nuclide	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-vessel
N. G.	1.0	0	0
I	0.27	0.37	0.07
Cs	0.2	0.45	0.03
Te	0.11	0.38	0.01
Sr	0.03	0.24	0
Ba	0.03	0.21	0
Ru	0.007	0.004	0
La	0.002	0.01	0
Ce	0.009	0.01	0

<sup>3</sup> Valori espressi come frazione dell'inventario del nocciolo.



**Tabella 5: Valori medi dei radionuclidi rilasciati nel contenimento per reattori PWR, scenario a bassa pressione, alta ossidazione di zirconio (NUREG 1465)<sup>4</sup>**

Nuclide	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-vessel
N.G.	1.0	0	0
I	0.4	0.29	0.07
Cs	0.3	0.39	0.06
Te	0.15	0.29	0.025
Sr	0.03	0.12	0
Ba	0.04	0.1	0
Ru	0.008	0.004	0
La	0.002	0.015	0
Ce	0.01	0.02	0

Una volta nel contenimento, lo iodio subisce svariate reazioni chimiche. Al contatto con l'acqua lo iodio si dissolve o si deposita su superfici umide in forma ionica  $I^-$ . Quindi, il comportamento dello ione di iodio nel contenimento dipenderà dal pH della soluzione acquosa. A causa della presenza nella soluzione acquosa di altri prodotti di fissione, ci si aspetta che avvenga radiolisi e che il pH si abbassi (soluzione acida). Senza nessun controllo sul pH, lo iodio disciolto in acqua si convertirebbe in iodio molecolare e verrebbe rilasciato in gran quantità nell'atmosfera del contenimento. Con un pH controllato e mantenuto a valori di 7 o più, lo iodio viene trattenuto nella soluzione acquosa.

I composti organici dello iodio, come lo *iodometano*, comunemente chiamato anche *ioduro di metile*  $CH_3I$ <sup>5</sup>, può essere prodotto in gran quantità come risultato delle reazioni dello iodio molecolare con materiali organici. Riguardo la formazione di composti organici dello iodio a seguito di un incidente severo, considerando sia mezzi non-radiolitici sia mezzi radiolitici, si stima che non oltre il 3.2% dello iodio disperso in atmosfera si converta in iodio organico durante le prime due ore dal rilascio dei prodotti di fissione. Questo valore del 3.2% viene indicato come un valore di limite superiore conservativo; in realtà esso è sicuramente minore poiché quando si indica questo valore di soglia, non si tiene conto della diminuzione del tasso di formazione di iodio organico da radiolisi; diminuzione causata dai meccanismi di rimozione di aerosol nel contenimento. Quando il pH nel contenimento viene controllato e mantenuto a

<sup>4</sup> Valori espressi come frazione dell'inventario del nocciolo.

<sup>5</sup> E' un composto chimico ottenuto rimpiazzando un atomo di idrogeno del metano ( $CH_4$ ) con uno di iodio.

valori di 7 o più (valori basici), lo iodio molecolare non costituisce più del 5% dello iodio totale rilasciato e lo iodio organico non supera lo 0.15% (cioè il 3% del 5%) dello iodio totale rilasciato.

La formazione di iodio organico nei BWR è diversa dai PWR. Infatti esaminando non solamente lo iodio che entra nel contenimento come CsI, ma anche considerando altre reazioni che portano a forme volatili di iodio (come ad es. le reazioni di CsOH con le superfici umide e la ri-vaporizzazione del CsI dal sistema di raffreddamento), si è visto che la percentuale di ioduro di idrogeno HI<sup>6</sup> nei reattori BWR è notevolmente inferiore a quella dei reattori PWR. Anche se lo iodio organico si forma per la maggior parte da reazioni di iodio molecolare, quelle con l'idruro di iodio (HI) possono comunque verificarsi. Realisticamente, lo iodio organico non viene completamente rimosso dall'atmosfera del contenimento (spray e filtri). Ciononostante è molto conservativo supporre che esso non venga rimosso per niente, dando così luogo a sovrastime di dose alla tiroide.

In ogni caso, tutti i prodotti di fissione ad esclusione dei gas nobili e delle forme di iodio appena descritte, possono essere trattate sotto forma di particolato.

### 3.2.4 TERMINE SORGENTE PROPOSTO

Le tabelle seguenti mostrano i termini sorgenti proposti dalla NUREG 1465 per reattori BWR e reattori PWR.

**Tabella 6: Nuovo termine sorgente proposto per reattori BWR dalla NUREG 1465<sup>7</sup>**


	<b>Gap Release***</b>	<b>Early In-Vessel</b>	<b>Ex-Vessel</b>	<b>Late In-Vessel</b>
<b>Duration (Hours)</b>	0.5	1.5	3.0	10.0
<b>Noble Gases**</b>	0.05	0.95	0	0
<b>Halogens</b>	0.05	0.25	0.30	0.01
<b>Alkali Metals</b>	0.05	0.20	0.35	0.01
<b>Tellurium group</b>	0	0.05	0.25	0.005
<b>Barium, Strontium</b>	0	0.02	0.1	0
<b>Noble Metals</b>	0	0.0025	0.0025	0
<b>Cerium group</b>	0	0.0005	0.005	0
<b>Lanthanides</b>	0	0.0002	0.005	0

<sup>6</sup> L'acido iodidrico è una soluzione acquosa di ioduro di idrogeno HI

<sup>7</sup> Valori espressi come frazione dell'inventario del nocciolo.

**Tabella 7: Nuovo termine sorgente proposto per reattori PWR dalla NUREG 1465**

	<b>Gap Release***</b>	<b>Early In-Vessel</b>	<b>Ex-Vessel</b>	<b>Late In-Vessel</b>
Duration (Hours)	0.5	1.3	2.0	10.0
Noble Gases**	0.05	0.95	0	0
Halogens	0.05	0.35	0.25	0.1
Alkali Metals	0.05	0.25	0.35	0.1
Tellurium group	0	0.05	0.25	0.005
Barium, Strontium	0	0.02	0.1	0
Noble Metals	0	0.0025	0.0025	0
Cerium group	0	0.0005	0.005	0
Lanthanides	0	0.0002	0.005	0

 <b>Ricerca Sistema Elettrico</b>	<b>Sigla di identificazione</b>	<b>Rev.</b>	<b>Distrib.</b>	<b>Pag.</b>	<b>di</b>
	PAR2010-ENEA-LA2-011	0	L	26	50

#### 4. ESPERIMENTI PHEBUS

L'istituto francese di radioprotezione e sicurezza nucleare (Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire, IRSN) ha svolto e analizzato una serie di esperimenti per studiare il comportamento dei prodotti di fissione utilizzando l'apparecchiatura sperimentale PHEBUS. Questo programma di ricerca cooperativa internazionale si è rivolto principalmente a sviluppare dati sperimentali per validare i codici di calcolo che vengono usati per analizzare gli incidenti severi. In particolare, la US-NRC ha partecipato a questa serie di esperimenti per ottenere dati necessari per convalidare il codice di calcolo MELCOR usato dall'Agenzia ed anche i modelli utilizzati per quantificare lo sviluppo a lungo termine di iodio gassoso in un contenimento di reattori ad acqua pressurizzata (PWR).

L'analisi e la sintesi complessiva dei risultati dei test sono ancora in corso. Tuttavia, è opportuno dare un'occhiata a tali risultati e riflettere sulle loro implicazioni nella stima del termine sorgente.

I dati Phébus-FP hanno confermato molte delle caratteristiche importanti indicate nella NUREG-1465 [ad esempio, lo iodio viene prevalentemente rilasciato sotto forma di aerosol, con una piccola frazione (5%) in forma gassosa]. Tuttavia, lo sviluppo di una concentrazione stazionaria di iodio gassoso, osservata nel contenimento del Phébus-FP, non è influenzata controllando il pH dell'acqua. Di conseguenza, i risultati dei test Phébus-FP indicano che controllare il pH del pozzetto può non impattare in modo significativo lo sviluppo di una concentrazione di iodio gassoso nel contenimento del reattore immediatamente dopo un incidente che coinvolga la degradazione del nocciolo.

Rispetto al termine sorgente indicato nella NUREG 1465, gli esperimenti Phebus hanno confermato i seguenti aspetti:

- Il Cesio viene effettivamente rilasciato dal combustibile surriscaldato come molibdato di cesio  $Cs_2MoO_4$ , piuttosto che come idrossido di cesio  $CsOH$ <sup>8</sup> come si era supposto nelle analisi di incidenti severi condotte fino ad oggi. Qualsiasi quantità di  $CsOH$  che raggiunge il contenimento proviene dalla rivaporizzazione dei composti di cesio depositato nel sistema di refrigerazione del reattore (RCS). I materiali (incluso il Cs)


---

<sup>8</sup> L'idrossido di cesio è una base molto forte, molto più di quelle che sono in vendita, come la soda caustica. È infatti così reattivo da riuscire a corrodere rapidamente anche il vetro, uno dei materiali più resistenti in assoluto a questo tipo di danni, trasformandolo in silicato di cesio e acqua.

che vengono trasportati dal RCS al pozzetto di drenaggio del contenimento influenzano il pH dell'acqua del pozzetto stesso. Il pH delle acque di drenaggio, a sua volta, influenza la ripartizione di iodio dal pozzetto nell'atmosfera del contenimento in forma gassosa. Rispetto alla idrolisi del CsOH, la idrolisi del  $Cs_2MoO_4$  è molto meno efficace nell'aumentare il pH del pozzetto per inibire la ripartizione dello iodio. Di conseguenza, le analisi degli incidenti severi devono rispecchiare questo cambiamento della forma chimica dominante del cesio che viene trasportato attraverso il RCS verso il contenimento.

- Lo Iodio rilasciato dal combustibile surriscaldato viene trasportato sia sotto forma gassosa, sia sotto forma di particolato, con lo ioduro di cesio (CsI) tra le forme chimiche di iodio particolato. Tuttavia, prove effettuate con barre di controllo di argento-iodio-cadmio, suggeriscono che lo ioduro di cadmio ( $CdI_2$ ) sia la forma più comune di iodio particolato.
- L'argento proveniente dalle dalle barre di controllo sotto forma vapore, trasportato verso il contenimento e drenato nel pozzetto, reagisce con ogni specie di iodio disciolto nell'acqua del pozzetto formando degli insolubili come lo ioduro di argento  $AgI$ <sup>9</sup> e lo iodato d'argento  $AgIO_3$ . Queste reazioni dell'argento limitano la concentrazione dello iodio disciolto nell'acqua del pozzetto, portando tale concentrazione a livelli così piccoli che risultano insufficienti per sostenere una ripartizione sostanziale dello iodio dal drenaggio al contenimento, indipendentemente dal pH dell'acqua.
- Rispetto al comportamento dello iodio nel contenimento, l'osservazione più importante è che si è osservata una concentrazione stazionaria di iodio nell'atmosfera del contenimento, e tale concentrazione è rimasta stazionaria per 96 ore. La concentrazione stazionaria di iodio gassoso nel contenimento risulta indipendente dal pH nel pozzetto di drenaggio quando il pH è compreso entro l'intervallo 9 (basico)--5 (acido). Lo Iodio che aveva raggiunto il pozzetto di drenaggio non ha avuto alcun ulteriore coinvolgimento nello sviluppo della concentrazione stazionaria di iodio gassoso nell'atmosfera. Inoltre, nelle prove con barre di controllo di argento-iodio-cadmio, lo iodio disciolto nelle acque del pozzetto è

<sup>9</sup> Lo Ioduro d'argento ( $AgI$ ) è un sale inorganico ottenuto dall'unione di un atomo di Argento con lo Ioduro. È un composto giallo, fotosensibile, utilizzato in fotografia e nella pratica medica per le proprietà disinfettanti e nel *Cloud seeding* per la produzione di nuvole artificiali.

 <b>Ricerca Sistema Elettrico</b>	<b>Sigla di identificazione</b>	<b>Rev.</b>	<b>Distrib.</b>	<b>Pag.</b>	<b>di</b>
	PAR2010-ENEA-LA2-011	0	L	28	50

precipitato sotto forma di sale d'argento oppure è stato ritenuto in maniera efficace a seguito di un pH elevato.

La concentrazione stazionaria di iodio gassoso indica che ci sono sorgenti e assorbitori di iodio gassoso che operano simultaneamente a tassi uguali. Tuttavia, qualunque sorgente/assorbitore è indipendente dal pH del pozzetto di drenaggio. Questo suggerisce che controllare il pH delle vasche di raccolta (pozzetti di drenaggio) dell'edificio reattore potrebbe non impedire lo sviluppo di una concentrazione di iodio gassoso nel contenimento durante il periodo immediatamente successivo alla degradazione del nocciolo e per almeno 96 ore. Tuttavia, senza una comprensione più meccanicistica delle sorgenti e degli assorbitori di iodio gassoso, la grandezza della concentrazione stazionaria di iodio gassoso che si può sviluppare nell'edificio di contenimento, a seguito di un incidente severo, non può essere prevista con precisione.

I risultati degli esperimenti Phébus-FP sono attualmente utilizzati per la validazione del codice MELCOR. Le informazioni ottenute nei primi due test (FPT-0 e FPT-1) sono state utilizzate anche per migliorare la modellazione della rilocazione del combustibile degradato. Come già indicato sopra, rispetto alla modellazione dei rilasci dei prodotti di fissione, al trasporto e al comportamento nel RCS, le prove Phébus-FP hanno rivelato che il Cesio viene rilasciato più sotto forma di  $Cs_2MoO_4$  che di CsOH. Questa informazione risulta molto utile per la codicistica incidentale. Il codice MELCOR, ad esempio, è in grado di simulare il CsOH derivante dalla rivaporizzazione di composti di cesio che si sono depositati nel RCS. Inoltre, tale codice ha la capacità di modellare lo ioduro d'argento nel pozzetto di drenaggio del contenimento. Possibili implementazioni potrebbero derivare dalla necessità di prendere in conto, in questo ed in altri codici largamente usati per le analisi d'incidente severo, della differente speciazione chimica osservata in PHEBUS.

**Tabella 8: Raggruppamento dei radionuclidi in base alla similitudine chimica (MELCOR 2.1)**

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

**Tabella 9: Principali prodotti di fissione**

Active in the short term		Active in the medium term		Active in the long term	
Fission product	Half life	Fission product	Half life	Fission product	Half life
Kr88	2.8 h	Zr95/Nb95	64 d/35 d	Kr85	10.7 y
Sr91/Y91m	9.5 h/0.8 h	Mo99	2.8 d	Sr90	28.6 y
Sr92/Y92	2.7 h/3.7 h	Ru103	39 d	Ru106	1.0 y
Y93	10.5 h	Sb127	3.8 d	Ag110m	0.7 y
Zr97/Nb97	17 h/1.2 h	I131	8.0 d	Sb125	2.8 y
Ru105/Rh105	4.4 h/35.5 h	Te131m	1.2 d	Cs134	2.1 y
I133	20.8 h	Te132/I132	3.2 d/2.3 h	Cs137	30.1 y
I134	0.9 h	Xe133	5.2 d	Ce144	284 d
I135	6.6 h	Xe133m	2.2 d	Eu144	8.6 y
Xe135	9.1 h	Ba140/La140	12.8 d/1.7 d		
Ce143	1.4 d	Ce141	32 d		
		Ce143	1.4 d		
		Nd147	11.1 d		
		Np239	2.43 d		

**Key**      **XXX**      Fission gas      **XXX**      Non-volatile FP  
                  **XXX**      Volatile FP      **XXX**      Actinide



## **5. PRINCIPALI CARATTERISTICHE DI UNO STRUMENTO INTEGRALE DI CALCOLO PER LO STUDIO DI FENOMENI OSSERVABILI A SEGUITO DI TRANSITORI D'IMPIANTO ESTESI OLTRE I LIMITI DI PROGETTO**

Quanto esposto in questo capitolo è da intendersi come sintesi di un vasto lavoro di acquisizione di strumenti, conoscenze e competenze finalizzate allo studio dei fenomeni osservabili in caso di situazioni transitorie d'impianto, estese oltre i limiti deterministici di progetto.

### **5.1 IL CODICE MELCOR**

Dopo un'attenta analisi di quanto offerto dal panorama interazionale, si è individuato nel codice MELCOR lo strumento più idoneo ad analisi di questo tipo. MELCOR è un codice integrale multiplatforma, orientato alle applicazioni ingegneristiche, in grado di simulare l'evoluzione di incidenti severi in reattori nucleari di potenza ad acqua leggera.

Questo codice è stato sviluppato, a partire dal 1982, dal Sandia National Laboratory per la U.S. Nuclear Regulatory Commission, come strumento di valutazione del rischio per impianti nucleari di potenza ad acqua leggera ed è il successore del Source Term Code Package (STCP).

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

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

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

- la risposta termoidraulica nel sistema di raffreddamento, nella cavità del reattore, negli edifici di contenimento e confinamento;
- la perdita di refrigerante con esposizione del core, riscaldamento del combustibile, ossidazione delle guaine, degrado del combustibile e deformazione delle barre, fusione del nocciolo e riallocazione dei materiali;

- il rilascio e trasporto di radionuclidi;
- la produzione, il trasporto e la combustione di idrogeno;
- i fenomeni di espulsione di materiali fusi;
- le aggressioni al calcestruzzo;
- la reazione delle strutture al calore;
- l'impatto dei sistemi di sicurezza sul comportamento della termoidraulica e dei radionuclidi.

MELCOR è costituito da un'unità di controllo e da un numero di moduli principali, o pacchetti, i quali nel loro insieme modellano le componenti principali di una centrale nucleare e le loro reciproche interazioni.


Il codice è stato progettato con un approccio orientato agli oggetti, collocando i diversi pacchetti in una struttura accuratamente modulare.

Interfacce ben definite, predisposte allo scopo, permettono ad ogni istante uno scambio completo e consistente di informazioni tra i diversi moduli, cosicché i fenomeni siano esplicitamente accoppiati passo passo per tutta la durata della simulazione. La struttura fortemente modulare agevola la manutenzione e l'aggiornamento del codice.

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

Nel corso degli anni le incertezze fenomenologiche si sono andate riducendo, gli utilizzatori sono via via diventati più esigenti e i modelli implementati in MELCOR sono diventati sempre più realistici. La crescita esponenziale della potenza di calcolo dei moderni elaboratori e il decrescere dei loro costi hanno rimosso i limiti più stringenti allo sviluppo del codice. Ad oggi la maggior parte dei modelli implementati in MELCOR sono deterministici. L'uso di modelli strettamente parametrici è limitato in aree, nelle quali ancora prevalga una forte incertezza fenomenologica, dove non esista un consenso diffuso sull'approccio deterministico da usare.

Senza con questo ledere la sua natura deterministica, MELCOR è stato disegnato per agevolare l'analisi di sensibilità e di incertezza con l'introduzione di opportuni coefficienti. Leggi di correlazione, che altri codici trattano come costanti, sono implementate in MELCOR come parametri opzionali variabili. Questo permette all'analista di capire quanto certe variabili possano influenzare l'evoluzione della simulazione, suggerendo il livello di precisione, con la quale certe stesse variabili debbano essere acquisite. Parametri di questo tipo, come altri parametri di natura numerica, quali criteri di

 <b>Ricerca Sistema Elettrico</b>	<b>Sigla di identificazione</b>	<b>Rev.</b>	<b>Distrib.</b>	<b>Pag.</b>	<b>di</b>
	PAR2010-ENEA-LA2-011	0	L	33	50

convergenza o numero limite di iterazioni, sono codificati in MELCOR come coefficienti di sensitività, che possono essere introdotti come parametri opzionali di input.

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

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

### 5.1.1 STRUTTURA DEL CODICE


MELCOR è composto da un numero di diversi moduli, o pacchetti, ciascuno dei quali modella una diversa porzione della fenomenologia incidentale. Li elenchiamo in questa sezione e ne diamo una descrizione sintetica, con un livello di dettaglio utile a capire le potenzialità e la flessibilità del codice.

#### **BUR**

Questo pacchetto simula la combustione di gas all'interno dei volumi di controllo. I modelli di combustione implementati sono in grado di calcolare l'effetto della combustione di miscele precostituite di gas, senza simulare la reale cinetica della reazione o tracciare la reale propagazione del fronte di fiamma. A partire dalla release 1.8.5 è stato introdotto un semplice modello per la diffusione della fiamma, applicabile alla combustione di miscele molto ricche di idrogeno, che invadano volumi contenenti ossigeno.

I modelli codificati in MELCOR sono gli stessi implementati nel codice HECTR 1.5. Le sole differenze significative sono migliorie, apportate per permettere all'utilizzatore un più diretto controllo dei modelli, con l'introduzione di coefficienti di sensitività, e per introdurre parametri opzionali, che sono usati per sovrascrivere i parametri nominali nei volumi di controllo, nei quali abbia luogo il riscaldamento diretto della struttura di contenimento (DCH).

Vale la pena sottolineare che a questi parametri si può o meno far ricorso a discrezione dell'utilizzatore. Il modello di diffusione della fiamma si può usare

 <b>Ricerca Sistema Elettrico</b>	<b>Sigla di identificazione</b>	<b>Rev.</b>	<b>Distrib.</b>	<b>Pag.</b>	<b>di</b>
	PAR2010-ENEA-LA2-011	0	L	34	50

per simulare la combustione durante un DCH, lasciando invariati i parametri nominali.

Le deflagrazioni sono innescate se le frazioni molari in un volume di controllo soddisfano una forma dell'equazione di LeChatelier. Sono eseguiti test per verificare sufficienti concentrazioni di  $O_2$  e  $H_2$ , così come per computare l'effetto inibitore della presenza di eccessive concentrazioni di diluenti ( $H_2O$  e  $CO_2$ ). Le deflagrazioni si possono propagare nei volumi di controllo adiacenti, se, in quei volumi, sono soddisfatti test addizionali per le frazioni molari di  $H_2$  e  $CO$  e se il percorso è aperto a flusso di gas: ad esempio l'area di scambio è diversa da zero e il percorso non è coperto da acqua.

Il tasso di combustione è determinato dalla velocità della fiamma, dalle dimensioni caratteristiche del volume e dalla completezza della combustione. La velocità della fiamma e la completezza della combustione possono entrambe essere inserite come parametri di input o possono essere calcolate da funzioni di controllo definite dall'utente o dalle correlazioni di default del codice HECTR. Queste ultime sono relazioni empiriche di origine sperimentale e dipendono dalle concentrazioni di combustibile e diluente.

Notare, che il codice prevede che i gas  $H_2$ ,  $CO$ ,  $H_2O$  e  $O_2$  siano definiti nel pacchetto NCG (Non Condensable Gas), indipendentemente dal fatto che il pacchetto BUR sia o meno attivo. Il vapore è automaticamente presente in tutti i calcoli di MELCOR, quindi non sono necessarie particolari azioni per includerlo.

Il pacchetto BUR stampa messaggi per avvisare l'utente quando in un volume di controllo siano raggiunte le condizioni per una detonazione. Tuttavia solo le deflagrazioni sono simulate, le detonazioni sono semplicemente segnalate.

## CAV

Il pacchetto CAV (CAVity) è usato per simulare l'interazione tra i detriti, spesso fusi, del core e il calcestruzzo della cavità del reattore in una o più fasi della simulazione. La simulazione si basa su modelli mutuati dal codice CORCON-mod3.

Il sistema fisico, considerato in CAV, consiste in una cavità asimmetrica di calcestruzzo, che contiene uno o più strati di detriti. Il pacchetto calcola il trasferimento di calore tra i detriti e il calcestruzzo, così come il trasporto di calore attraverso i detriti tra i vari strati fino alla superficie. Dopo aver calcolato il flusso di calore, viene calcolato il tasso di ablazione del calcestruzzo e i prodotti dell'ablazione sono aggiunti a far parte del contenuto della cavità. Sono simulate le reazioni chimiche, che coinvolgano prodotti gassosi generati

dalla decomposizione del calcestruzzo ( $H_2O$  e  $CO_2$ ) per interazione col materiale presente nella cavità, e i prodotti delle reazioni sono trasportati ai rispettivi layer.


Le condizioni al contorno, in corrispondenza della superficie superiore dei detriti, sono calcolate dal pacchetto CVH (Control Volume Hydrodynamic) introducendo allo scopo un volume di controllo, che funge da recettore del calore generato e dei gas, rilasciati durante l'interazione. Se nel volume associato è presente dell'acqua, si assume che questa ricopra i detriti. Il trasferimento di calore all'acqua è calcolato con le metodologie di CORCON.

Di default il pacchetto CAV assume che tutti i detriti, metalli e ossidi, siano miscelati a formare un unico layer. Tuttavia, l'utente ha facoltà di scegliere modelli più complessi, che prevedano più strati. Due opzioni sono accessibili. La prima, tipica del CORCON-mod2, non permette miscele di metalli e ossidi. Permette un massimo di tre strati. Un layer inferiore di ossidi pesanti, un layer intermedio di metallo e un layer superiore di ossidi leggeri. La seconda opzione prevede il ricorso a modelli di trasporto deterministici, che considerano la possibilità di migrazione di ossidi pesanti nel layer di metallo e di metallo nel layer di ossidi leggeri per fenomeni di diffusione all'interfaccia, in competizione con gli effetti della gravità che tende a ristabilire la stratificazione.

L'utente può scegliere di specificare il contenuto iniziale di ciascuno strato o di un unico strato miscela di fasi, disponendo in basso gli strati più pesanti. Tuttavia, in generale, non viene specificata nessuna composizione iniziale. I detriti saranno depositati nella cavità dal pacchetto COR (CORe) e dal pacchetto FDI (Fuel Dispersion Interactions), attraverso il pacchetto TP (Transfer Process). L'utente può anche imporre direttamente tassi di deposizione, usando il pacchetto EDF (External Data File) e il pacchetto TP. In tutti i casi le densità relative e le mixing option determineranno la stratificazione del materiale depositato.

Il calore di decadimento liberato all'interno della cavità può essere ottenuto direttamente da una funzione di controllo imposta dall'utente o calcolato, usando i pacchetti DCH (Decay Heat) e RN (RadioNuclide). Nel primo caso, o qualora il pacchetto RN non fosse attivo, per tracciare la ridistribuzione dei prodotti di fissione, devono essere specificate due funzioni di controllo ausiliare, che definiscano la frazione del calore di decadimento totale, generata in ciascuna fase (ossido e metallo). L'utente può introdurre queste funzioni in ogni caso, sovrascrivendo i calcoli di MELCOR.

Il codice CORCON contiene un semplice modello per il calore di decadimento, ma detto modello non è accessibile in MELCOR.

 <b>Ricerca Sistema Elettrico</b>	<b>Sigla di identificazione</b>	<b>Rev.</b>	<b>Distrib.</b>	<b>Pag.</b>	<b>di</b>
	PAR2010-ENEA-LA2-011	0	L	36	50

Se sono simulate più di una cavità, il materiale può fluire dall'una all'altra. Se il pacchetto RN è attivo, l'inventario di radionuclidi associato al materiale trasferito è anch'esso ridistribuito. In questo caso il pacchetto TP non svolge alcun ruolo.

Il trasferimento di materiale tra le cavità può avvenire al verificarsi di tre condizioni:


- rottura assiale;
- rottura radiale;
- intervento di una funzione di controllo definita dall'utente.

Ciascuna di queste condizioni può portare ad un versamento in un'altra cavità. Si tenga conto tuttavia che sono ammessi solo trasferimenti unidirezionali da una cavità ad un'altra. In questo modo se una rottura determina flusso di materiale da una cavità A ad una cavità B, da questa non può esserci ritorno di materiale nella cavità A. In alternativa al versamento, l'utente può scegliere di forzare l'interruzione dei calcoli quando si sia verificata una rottura, oppure di ignorare le rotture come se le pareti continuassero a confinare il materiale.

## CF

Il pacchetto CF (Control Function) permette all'utente di costruire delle funzioni delle variabili, presenti nel database di MELCOR, e di rendere i valori, che queste funzioni restituiscano, accessibili agli altri pacchetti. L'utente può utilizzare, quali argomenti delle funzioni, variabili, i valori delle quali variano nel tempo, con l'evoluzione della sequenza incidentale, per cui queste funzioni di controllo sono funzioni del tempo.

Le CF sono un potente strumento, l'utilizzo del quale non è immediatamente ovvio. Ad esempio, la pressione in un volume di controllo può essere argomento di una funzione logica e determinare o meno l'apertura di una valvola o la rottura di un pannello. Allo stesso modo, la temperatura in un volume di controllo può essere argomento di una funzione a valori reali, che restituisca l'entalpia di una massa, che possa fungere da sorgente o pozzo di calore. Ancora, l'accumulo di particolato in un filtro può essere argomento di una funzione di controllo a valori reali, che restituisca la resistenza del filtro al flusso di materiale nella relativa flow path. Si possono costruire funzioni logiche di controllo complesse, che siano funzioni di un elevato numero di variabili di sistema. C'è la possibilità di definire variabili, diverse da quelle che costituiscono l'output standard di MELCOR, e far sì che vengano graficate o

 <b>Ricerca Sistema Elettrico</b>	<b>Sigla di identificazione</b>	<b>Rev.</b>	<b>Distrib.</b>	<b>Pag.</b>	<b>di</b>
	PAR2010-ENEA-LA2-011	0	L	37	50


stampate. Il verificarsi di determinate condizioni, può essere usato per la generazione di output addizionali, che possono andare dalla stampa di un semplice messaggio. alla stampa di una tabella di valori, alla rappresentazione di un grafico.

## **CND**

Il pacchetto CND (Condenser) simula il funzionamento dell'ICS (Isolation Condenser System) e del PCCS (Passive Containment Cooling System). Entrambi usano scambiatori di calore immersi in grandi piscine d'acqua. Diciamo subito che MELCOR non ha lo scopo di predire le prestazioni di questi sistemi di scambiatori e condensatori. Allo scopo esistono complessi codici di termoidraulica. Calcoli di questo tipo richiederebbero oneri non compatibili con un veloce ed efficiente strumento di stima probabilistica del rischio. Molti vecchi BWR e i nuovi SBWR contengono ICS, per condensare il vapore generato nel core e restituirlo al sistema primario. Tuttavia solo i SBWR includono il PCCS per garantire la soppressione di vapore nel drywell durante un LOCA o quando le valvole di depressurizzazione livellino la pressione del vessel del reattore e del contenimento. Il livellamento è necessario, affinché l'acqua possa drenare nel vessel del reattore dalle piscine del GDCCS (Gravity Driven Cooling System), collocate molti metri sopra la cima del reattore. Il pacchetto CND è parte del pacchetto ESF.

## **COR**

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

 <b>Ricerca Sistema Elettrico</b>	<b>Sigla di identificazione</b>	<b>Rev.</b>	<b>Distrib.</b>	<b>Pag.</b>	<b>di</b>
	PAR2010-ENEA-LA2-011	0	L	38	50

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

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

Il pacchetto simula l'ossidazione dello zircaloy e dell'acciaio per entrambi i casi limite nei quali si verifichi la diffusione allo stato solido di ossigeno attraverso lo strato di ossido e la diffusione gassosa di vapore e ossigeno attraverso la miscela di gas. Viene simulata anche la reazione del B<sub>4</sub>C col vapore.

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

- reazioni eutettiche, che conducano alla liquefazione per temperature al di sotto del punto di fusione;
- reazioni di dissoluzione, che conducano a significative dislocazioni del combustibile, per temperature al di sotto della temperatura di fusione del UO<sub>2</sub>;
- candling di materiale fuso e formazione e dislocazione di detriti solidi.

Nuova, in MELCOR 2.X.X è la simulazione della convezione all'interno di letti di materiale fuso, sia nel core che nel plenum inferiore. Il modello è stato esteso, per tener conto della separazione dei letti di ossido fuso dai letti di metallo fuso, divisione dei radionuclidi tra fasi di ossido e metalliche, distribuzione uniforme di composizione ed entalpia attraverso una piscina di materiale fuso, trasferimento di calore tra materiale fuso e lo strato solido sottostante, formazione e movimento di ostacoli localizzati, all'interno di una cella. Esiste la possibilità di aggiornare variabili geometriche, quali superfici e volumi, per tener conto della variazione della geometria del nocciolo per effetto della degradazione e di modellare la variazione di resistenza idrodinamica dovuta alla riallocazione dei materiali.

## CVH

Il pacchetto CVH (Control Volume Hidrodynamics), insieme al pacchetto FL (Flow Path), ha il compito di simulare il comportamento termoidraulico di



acqua, vapor d'acqua e gas. I processi termoidraulici intervengono in tutti gli aspetti della fenomenologia incidentale. In MELCOR, i pacchetti CVH e FL forniscono le condizioni al contorno per altri pacchetti fenomenologici, come BUR, CAV, COR, FDI e HS. Questi pacchetti di volta in volta costituiscono sorgenti o pozzi di energia e massa per CVH.

COR e HS determinano anche delle variazioni nello spazio disponibile per i materiali fluidi. La scelta nella costruzione dei modelli implementati in CVH ed FL è frutto di un compromesso tra richieste spesso in conflitto tra loro. I pacchetti devono essere veloci computazionalmente, ma anche affidabili e precisi. Non devono penalizzare le prestazioni di altri pacchetti. Devono permettere grande flessibilità nella nodalizzazione, per facilitare studi di sensibilità, devono estrarre il massimo delle informazioni da nodalizzazioni grossolane e, ad un tempo, permette nodalizzazioni raffinate per confronti con codici più sofisticati. Il metodo di calcolo scelto è del tipo volume di controllo - traiettoria di flusso simile a quanto implementato in RELAP4, HECTR, CONTAIN.

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

I volumi di controllo possono essere usati per simulare sistemi fisici in innumerevoli modi. In alcuni casi i volumi di controllo possono rappresentare serbatoi e le traiettorie di flusso le tubazioni, di volume trascurabile, che li

connettono. In altri casi possono rappresentare regioni geometriche di volumi fisici più grandi, con le traiettorie di flusso a rappresentare ideali superfici di separazione interposte tra volumi di controllo adiacenti.

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

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


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

## DCH

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

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

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

 <b>Ricerca Sistema Elettrico</b>	<b>Sigla di identificazione</b>	<b>Rev.</b>	<b>Distrib.</b>	<b>Pag.</b>	<b>di</b>
	PAR2010-ENEA-LA2-011	0	L	41	50

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

## **EDF**

Il pacchetto EDF (External Data File) è uno strumento attraverso il quale MELCOR accede ai file esterni, i quali contengano serie storiche di dati. A ciascun run di MELCOR, possono essere definiti uno o più di questi file. Ciascuno di essi conterrà una successione di record ciascuno dei quali riporterà valore del tempo e in corrispondenza valori di una o più variabili dipendenti, che saranno in questo modo delle funzioni del tempo.

I dati possono essere scritti su o letti da ciascun file. La direzione del flusso di dati è definita da MELGEN. Il pacchetto EDF ha la piena responsabilità di aprire, posizionare i file e di scrivere su o leggere da essi.

I dati, che sono stati letti da EDF, sono poi accessibili a tutti i pacchetti di MELCOR. L'uso principale del pacchetto EDF è facilitare l'input di dati, che definiscano sorgenti e condizioni al contorno dipendenti dal tempo, particolarmente in casi nei quali la mole di dati sia tale per cui ricorrere a funzioni tabulari sarebbe impraticabile o comunque esporrebbe al rischio di commettere errori.

Questi file di input possono essere:

- stati generati da altri run di MELCOR;
- essere stati generati da altri codici;
- essere input per altri tool di simulazione.

## **EXEC**

Il pacchetto EXEC (Executive) ha la funzione di unità di controllo e il compito di gestire l'esecuzione di MELGEN e MELCOR. EXEC coordina i vari processi e la chiamata dei diversi pacchetti, incluso:

- la gestione dei file;
- il processamento dell'input e dell'output;
- la modifica dei coefficienti di sensitività;
- la selezione dei passi temporali;
- il tempo di avanzamento;
- il termine dei calcoli.

## **FCL**

Il pacchetto FCL (Fan Cooler) è parte del pacchetto ESF e tratta il trasferimento di massa e calore associati con i ventilatori (fan cooler). Nel pacchetto è implementato un modello basato sul modello presente nel codice MARCH 2.0.

## **FDI**


Il pacchetto FDI (Fuel Dispersal Interactions) simula:

- espulsioni in bassa pressione di combustibile fuso dal vessel del reattore nella cavità del reattore;
- espulsioni di combustibile fuso ad alta pressione con la possibilità di dispersione dei detriti nel volume e sulle superfici del contenimento.

La possibilità di esplosioni di vapore, per interazione del combustibile col refrigerante non è contemplata. Durante l'espulsione in bassa pressione, il calore è trasferito dal combustibile fuso alla piscina d'acqua (se presente nel volume di controllo associato), quando esso fuoriesce e precipita sul pavimento della cavità. Il trasferimento di calore avviene normalmente per irraggiamento, ma è prevista una frazione per convezione. Tutta l'energia trasferita dal combustibile fuso è usata per far bollire l'acqua, il calore sensibile è trascurabile. In assenza d'acqua, il materiale passa attraverso il pacchetto FDI, senza rimozione d'energia. Se la velocità del materiale espulso dal vessel del reattore eccede un valore critico, definito da un opportuno parametro di sensitività, o se l'utente ha esplicitamente attivato l'opzione relativa, l'espulsione di materiale viene trattata col modello ad alta pressione.

I processi simulati includono:

- l'ossidazione delle componenti metalliche del materiale espulso, per esposizione all'ossigeno e al vapore;
- la deposizione sulle superfici del materiale in sospensione;

 <b>Ricerca Sistema Elettrico</b>	<b>Sigla di identificazione</b>	<b>Rev.</b>	<b>Distrib.</b>	<b>Pag.</b>	<b>di</b>
	PAR2010-ENEA-LA2-011	0	L	43	50

- il trasferimento di calore all'aria e alle superfici di deposizione.

## FL

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


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

## HS

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

## MP

Il pacchetto MP (Material Properties) determina le proprietà fisiche dei materiali, che sono richieste dai pacchetti fenomenologici. Tali proprietà sono calcolate usando leggi analitiche, correlazioni e tabelle. L'utente può definire nuovi materiali e le loro proprietà, così come sovrascrivere le proprietà di materiali standard.

 <b>Ricerca Sistema Elettrico</b>	<b>Sigla di identificazione</b>	<b>Rev.</b>	<b>Distrib.</b>	<b>Pag.</b>	<b>di</b>
	PAR2010-ENEA-LA2-011	0	L	44	50

## NCG

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

## H2O

Il pacchetto H2O valuta le proprietà dell'acqua, basandosi sulle funzioni di stato di Keenan e Keyes, estese alle alte temperature usando le tabelle termochimiche JANAF. H2O, come NCG e CVT, fa parte del pacchetto EOS (Equation Of State) e non richiede input da parte dell'utente.

## PAR

Il pacchetto PAR (Passive Autochatalytic Recombiner) calcola la rimozione di idrogeno dall'atmosfera per l'azione di *device passive*. In PAR è implementato il modello parametrico di Fisher, valido per la gran parte degli strumenti di questo tipo. L'utente è chiamato a fornire in input i coefficienti di correlazione, che sono poi usati nelle equazioni del modello, per calcolare il flusso di gas attraverso l'unità. Partendo dal flusso di gas, dall'efficienza dello strumento, dal tempo di rilassamento, e dal tempo di ritardo (parametri forniti dall'utente), nota la frazione molare, calcolata internamente, si può determinare il tasso di reazione per l'unità. Il tasso è poi moltiplicato per il corrente passo temporale e per il numero di PAR presenti in modo da ottenere le variazioni in massa di idrogeno ossigeno e vapore.

## RN

Il pacchetto RN (RadioNuclide) simula il comportamento di aerosol e vapori di prodotti di fissione, incluso il rilascio dal combustibile e dai detriti, la dinamica degli aerosol con condensazione e ri-vaporizzazione, deposizione sulle superfici delle strutture, trasporto attraverso le traiettorie di flusso, rimozione attiva strumentale. Il pacchetto ha la capacità di tener conto di reazioni chimiche elementari controllate dall'utilizzatore. Le condizioni al contorno per il pacchetto sono fornite da altri pacchetti: informazioni sui fluidi sono fornite dal CVH, le temperature del combustibile e dei detriti sono fornite da COR e CAV e

la temperatura superficiale delle strutture è fornita da HS. COR e CAV rendono accessibili informazioni sulla riallocazione di masse di detriti, permettendo a RN di calcolare la riallocazione di prodotti di fissione non rilasciati. Allo stesso modo l'avvezione di radionuclidi tra volumi di controllo è determinata da CVH e il lavaggio di radionuclidi depositati sulle Heat Structure è determinate dal drenaggio di film d'acqua calcolati da HS. Quando richiesto, RN determina il calore di decadimento per il corrente inventario di radionuclidi accedendo a DCH.

### SPR

Il pacchetto SPR (Containment Spray) calcola il trasporto di massa e calore tra le goccioline d'acqua in sospensione e l'atmosfera dell'edificio di contenimento. Il modello usato è lo stesso del codice HECTR 1.5. Il modello assume, tra le altre cose, che le goccioline siano isoterme e sferiche, che precipitino a velocità costante e che non ci sia componente orizzontale della velocità. Ogni volume di controllo può contenere un numero arbitrario di spray. La sorgente d'acqua di uno spray può essere la piscina di un qualunque volume di controllo oppure non essere assegnata. Si può stabilire il livello minimo d'acqua perché la sorgente sia attiva. Se l'acqua della sorgente contiene radionuclidi disciolti, non è contemplata la possibilità che questi siano trasportati con l'acqua e spruzzati.


### TF

Il pacchetto TF (Tabular Function) permette all'utente di definire tabelle di coppie di valori da assegnare ad arbitrarie variabili, dipendenti/indipendenti, e di specificare le condizioni di estrapolazione. Queste tabelle sono poi acquisite dai pacchetti di MELCOR, come specificato dall'utente tramite input.

L'uso comune delle tabular function include:

- specificare la potenza termica di decadimento;
- le sorgenti di massa ed energia per i volumi di controllo;
- le velocità nelle traiettorie di flusso in funzione del tempo;
- definire le condizioni al contorno per le Heat Structure.

Anche le funzioni di controllo possono accedere alle TF per specificare relazioni funzionali tra arbitrarie coppie di variabili. Le funzioni tabulari sono definite da coppie di variabili indipendenti e dipendenti. Il valore della funzione è calcolato per interpolazione lineare tra i dati tabulati. Nella maggior parte delle

 <b>Ricerca Sistema Elettrico</b>	<b>Sigla di identificazione</b>	<b>Rev.</b>	<b>Distrib.</b>	<b>Pag.</b>	<b>di</b>
	PAR2010-ENEA-LA2-011	0	L	46	50

situazioni, le coppie di dati sono disposte in modo che la variabile indipendente costituisca una successione monotona crescente. Tuttavia è possibile introdurre delle funzioni a gradino inserendo due o più valori uguali della variabile indipendente.

## TP


Il pacchetto TP (Transfer Process) fornisce un'interfaccia standard che permette ai vari pacchetti fisici di scambiare tra loro massa ed energia. La massa può cambiare composizione quando attraversa il pacchetto TP. Questa proprietà, originariamente introdotta per altri scopi, viene utilizzata per gestire interfacce imperfette tra i vari pacchetti o tra un pacchetto e un file di dati esterni. La maggior parte di questi pacchetti può essere attiva o inattiva durante una simulazione. EXEC, CVH e CVT alcune utilità sono sempre attive qualunque sia lo scopo del calcolo. Di default la maggior parte degli altri pacchetti è inattiva. Per esempio, BUR è normalmente disattivato, ragion per cui la combustione non sarà presa in esame senza che sia esplicitamente chiesto con attivazione del pacchetto. Nell'analisi completa di un incidente in un impianto nucleare di potenza tutti i pacchetti devono essere attivati.

Sebbene il codice sia stato concepito per simulare l'evoluzione di incidenti in reattori nucleari ad acqua leggera, le capacità di MELCOR sono sufficientemente flessibili da renderlo utilizzabile per l'analisi di sistemi che non siano impianti nucleari di potenza. Nato come un codice per la valutazione probabilistica di rischio, MELCOR è visto oggi come uno strumento primario per calcoli di termini di rilascio (Leak Peak Factors).

Quando si vogliono studiare LPF per impianti, che non coinvolgano reattori nucleari, i moduli da lasciare attivi sono quelli che permettono di simulare rilascio e trasporto di aerosol, i più comunemente usati sono:

- Executive Package (EXEC)
- Non Condensable Gas Package (NCG)
- Control Volume Hydrodynamics Package (CVH)
- Flow Path Package (FL)
- Heat Structures Package (HS)
- RadioNuclide Package (RN)
- Control Function Package (CF)
- Tabular Function Package (TF)



 <b>Ricerca Sistema Elettrico</b>	<b>Sigla di identificazione</b>	<b>Rev.</b>	<b>Distrib.</b>	<b>Pag.</b>	<b>di</b>
	PAR2010-ENEA-LA2-011	0	L	47	50

## 5.2 IMPLEMENTAZIONE E PORTABILITÀ

MELCOR è stato sviluppato in FORTRAN 77 fino alla release 1.86. Da quando il progetto MELCOR è iniziato, il linguaggio FORTRAN si è evoluto in modo significativo e, al giorno d'oggi, tutte le piattaforme, o la stragrande maggioranza di esse, supportano il FORTRAN 95. MELCOR 2.X.X nasce sostanzialmente dall'originale codice sorgente riscritto col più moderno FORTRAN 95, per rendere più agevole lo sviluppo e la manutenzione del codice. Tutti i futuri sviluppi riguarderanno MELCOR 2.X.X, quindi una migrazione alla release più recente è auspicabile.

### 5.2.1 MIGRAZIONE DA MELCOR 1.8.6 A MELCOR 2.X.X

La maggior parte degli algoritmi sono rimasti immutati, così che le funzionalità di MELCOR 1.8.6 e MELCOR 2.X.X sono le stesse, nel senso che non sono stati implementati modelli nuovi. Le novità introdotte sono a livello di architettura del codice e trasparenti all'utilizzatore, per il quale le maggiori difficoltà stanno nel nuovo formato degli input deck. La struttura del file di input è più orientata agli oggetti e i record hanno una diversa sintassi, così che i file di input scritti per precedenti versioni di MELCOR non sono più direttamente utilizzabili nelle versioni più recenti ed è necessario un sostanziale processamento.

Gli sviluppatori di MELCOR hanno, allo scopo, realizzato degli Input Deck Converter, che dovrebbero agevolare il compito agli utilizzatori, anche se, al momento, il processo non è stato completamente automatizzato.

### 5.2.2 MELCOR SU DIVERSE ARCHITETTURE E PIATTAFORME


Le più recenti release di MELCOR sono state compilate usando l'Intel Visual FORTRAN, che ha rimpiazzato il Compaq Visual FORTRAN.

Questo ha portato il vantaggio di:


- avere binari nativi per architetture sia a 32 che a 64 bit;
- una migliore aderenza agli standard del FORTRAN 95;
- un più consistente supporto per Linux, col risultato di una piena portabilità.

MELCOR viene distribuito come binario precompilato, il codice sorgente non è accessibile, quindi non è stato possibile testarlo con altri compilatori.

I binari distribuiti sono compilati staticamente: non si sono finora riscontrati problemi per mancata presenza di dll (Windows) o shared objects (Linux). I binari per Windows, hanno superato i test sulle diverse versioni di Windows. Su

 <b>Ricerca Sistema Elettrico</b>	<b>Sigla di identificazione</b> PAR2010-ENEA-LA2-011	<b>Rev.</b> 0	<b>Distrib.</b> L	<b>Pag.</b> 48	<b>di</b> 50
--	---	------------------	----------------------	-------------------	-----------------

Linux è stato possibile testare solo binari a 32 bit, che girano con successo anche su piattaforme a 64 bit.

 <b>Ricerca Sistema Elettrico</b>	<b>Sigla di identificazione</b>	<b>Rev.</b>	<b>Distrib.</b>	<b>Pag.</b>	<b>di</b>
	PAR2010-ENEA-LA2-011	0	L	49	50

## BIBLIOGRAFIA

[1] Gauntt, R. O. (2000a) et al. MELCOR Computer Code Manuals, Vol. 1: Primer and Users' Guide, Version 1.8.5, NUREG/CR-6119 Rev. 2, SAND2000-2417/1, May 2000.

[2] Gauntt, R. O. (2000b) et al. MELCOR Computer Code Manuals, Vol. 2: Reference Manuals, Version 1.8.5, NUREG/CR-6119 Rev. 2, SAND2000-2417/2, May 2000.

[3] Gauntt, R. O. (2001) et al. MELCOR Computer Code Manuals, Vol. 3: Demonstration Problems, Version 1.8.5, NUREG/CR-6119 Rev. 0, SAND2001-0929P, May 2001.

[4] Gauntt, R. O. (2008) et al. MELCOR Computer Code Manuals, Vol. 1: Primer and Users' Guide, Version 2.0.0, Working Version (Dec/29/2009), Revision 1237, Sandia National Laboratories, May 2008.

[5] Gauntt, R. O. (2008) et al. MELCOR Computer Code Manuals, Vol. 2: Reference Manuals, Version 2.0.0, Working Version (Oct/19/2009), Revision 1237, Sandia National Laboratories, May 2008.


[6] DOE, U.S. Department of Energy (2004). MELCOR Computer Code Application Guidance for Leak Path Factor in Documented Safety Analysis, (May 2004).

[7] Gieseke J.A., Evaluation, U.S. Nuclear Regulatory Commission. Office of Nuclear Regulatory Research. Division of Accident, Laboratories, Battelle Memorial Institute. Columbus: Source term code package: a user's guide (Mod 1), Division of Accident Evaluation, Office of Nuclear Regulatory Research, U.S. Nuclear Regulatory Commission, 1986

[8] RELAP4/MOD5 A Computer Program for Transient Thermal-Hydraulic Analysis of Nuclear Reactors and Related Systems User's Manual, Volume 1, RELAP4/MOD5 Description, ANCR-NUREG-1335, Idaho Nuclear Engineering Laboratory, Idaho Falls. ID (September 1976).

[9] S. E. Dingman, et al., HECTR Version 1.5 User's Manual, NUREG/CR-4507, SAND86-0101, Sandia National Laboratories, Albuquerque, NM (April 1986).

[10] K.K.Murata, et al., Code Manual for CONTAIN2.0: A Computer Code for Nuclear Reactor Containment Analysis, NUREG/CR-6533, SAND97-1735, 1997.

 <b>Ricerca Sistema Elettrico</b>	<b>Sigla di identificazione</b> PAR2010-ENEA-LA2-011	<b>Rev.</b> 0	<b>Distrib.</b> L	<b>Pag.</b> 50	<b>di</b> 50
--	---	------------------	----------------------	-------------------	-----------------

[11] Di Nunno, J., Baker, R.E.D., Anderson, F.D. and Waterfield, R.L. (1962) 'Calculation of distance factors for power and test reactor sites', USAEC, TID-14844.

[12] USNRC (1990) 'Severe accident risks: An assessment for five US nuclear power plants', NUREG 1150.

[13] USNRC (1992a) 'Accident source terms for light water nuclear power plants', NUREG 1465.

[14] USNRC (1992b) 'Estimates of radionuclide release characteristics into containment under severe accidents', NUREG CR5747.

[15] Gianni Petrangeli, 'Nuclear Safety', 2006

[16] IRSN, 'Findings and use of results from PHÉBUS-FP tests to validate the NRC'S MELCOR severe accident code and revised accident source term (NUREG-1465)'

[17] 'Results of the revised (NUREG-1465) source term rebaselining for operating reactors'