

Titolo

Raccolta di coefficienti e parametri integrali per il calcolo rapido di termini sorgente a partire da inventari di nocciolo PWR e BWR

Descrittori

Tipologia del documento:

Collocazione contrattuale: Accordo di programma ENEA-MSE su sicurezza nucleare e reattori di IV generazione

Argomenti trattati: LWR, Incidenti Severi, NUREG, Termine Sorgente.

Sommario

Il presente rapporto effettua una disamina della letteratura open-source di provenienza US-NRC per la determinazione dei coefficienti e parametri integrali necessari alla stima rapida del termine sorgente di incidenti nucleari severi per reattori PWR e BWR a combustibile UOX. Viene riportata la sintesi dell'analisi condotta sul contenuto dei documenti: NUREG-1228, NUREG-1465, NUREG-/CR-4722, NUREG-1150, NUREG-75/014, NUREG-1935, NUREG/BR-0150. Nel corso di tale analisi è stato possibile identificare quelle norme che riportano – per ciascuna delle due tipologie di impianti LWR – i coefficienti ed i parametri integrali necessari alla stima rapida del termine sorgente in condizioni incidentali severe. Tale attività è la naturale prosecuzione di quella svolta nelle due precedenti annualità (inventari di nocciolo e centrali frontaliere) con la finalità di stimare rapidamente i possibili rilasci in atmosfera di eventuali incidenti nucleari agli impianti che distano meno di 200 km dal confine nazionale. L'attività stessa è svolta in collaborazione con CIRTEN-UNIBO.



Note:

AUTORI: F. Rocchi (1), A. Guglielmelli (2), M. Sumini (2).

(1) ENEA

(2) CIRTEN – UNIBO

Ref. Doc.: CIRTEN Università di Bologna CERSE-UNIBO RL 1358/2014

Copia n.

In carico a:

REV.	DESCRIZIONE	DATA	REDAZIONE	CONVALIDA	APPROVAZIONE
2			NOME		
			FIRMA		
1			NOME		
			FIRMA		
0	EMISSIONE	12/09/2014	NOME	Federico Rocchi	Felice De Rosa
			FIRMA	<i>Federico Rocchi</i>	<i>Felice De Rosa</i>

Indice Generale

Indice Generale	2
1. Introduzione	3
2. NUREG 75/014	3
3. NUREG/CR-4772	7
4. NUREG-1228	10
5. NUREG-1150	21
6. NUREG-1465	26
7. NUREG/BR-0150	30
8. NUREG-1935	36
Indice delle Tabelle	41
Indice delle Figure	41
Bibliografia	42

1. Introduzione

La determinazione quantitativa dei radionuclidi rilasciabili in atmosfera nel tempo necessario affinché venga emessa la totalità dell'attività rilasciabile da un nocciolo durante un incidente nucleare severo (termine sorgente), rappresenta un'esigenza imprescindibile per l'immediata attivazione delle adeguate misure di sicurezza atte a prevenire efficacemente qualsivoglia effetto a breve sulla salute della popolazione di un eventuale assorbimento di dose. Con la prospettiva di ottenere uno strumento agile ed al tempo stesso scientificamente rigoroso che possa fornire agli addetti alla sicurezza informazioni in "real-time" sulle conseguenze di un eventuale incidente nucleare al ridosso dei confini nazionali, è stato realizzato uno studio su alcune delle più importanti pubblicazioni normative di provenienze US-NRC per la valutazione del termine sorgente. Tali pubblicazioni, analizzate in base all'ordine cronologico di emissione, hanno contribuito nel tempo – attraverso l'uso di opportuni codici di calcolo e alla sempre maggiore disponibilità di informazioni di carattere sperimentale ed incidentale – allo sviluppo e al perfezionamento delle metodiche di valutazione del termine sorgente negli impianti LWR.

La raccolta delle informazioni di natura normativa ha permesso di individuare l'esistenza di una metodica quantitativa che permette un'immediata stima del termine sorgente a partire dalla conoscenza del percorso incidentale di rilascio (ad es. Drywell, Wetwell, Ice condenser, ecc.) e di opportuni coefficienti che esprimono i possibili fenomeni di mitigazione ed attenuazione degli stessi rilasci (spraying, pool scrubbing, ice condenser, ecc.) che causano un abbattimento dei radionuclidi nel loro percorso fisico di rilascio dal nocciolo al contenimento primario e dal contenimento primario al secondario. Le seguenti pubblicazioni normative US-NRC sono state analizzate:

- NUREG 75-014 (1975),
- NUREG/CR-4722 (1987),
- NUREG-1228 (1988),
- NUREG-1150 (1990),
- NUREG-1465 (1995),
- NUREG/BR-0150 (1996),
- NUREG-1935 (2012).

2. NUREG 75-014 (WASH-1400) - (1975)

La norma, nota anche come WASH-1400, realizza un'analisi probabilistica del rischio per determinare le conseguenze di possibili scenari incidentali in impianti nucleari PWR e BWR di concezione americana colmando l'assenza di un'analisi del rischio che comprendesse studi su incidenti a bassa probabilità con una precisione accettabile. In particolare, il Reactory Safety Study, realizza una serie di obiettivi specifici quali:

1. Realizzare una valutazione quantitativa del rischio pubblico di incidenti nucleari attraverso la determinazione della probabilità di accadimento e le conseguenze degli incidenti stessi;
2. Realizzare una valutazione di rischio realistica e non conservativa quale quella realizzata dai precedenti percorsi di studio e licensing degli impianti nucleari;
3. Sviluppare un approccio metodologico per la realizzazione delle valutazioni di rischio verificandone, al contempo, le limitazioni intrinseche;
4. Fornire un controllo indipendente della reale efficacia delle valutazioni di sicurezza dell'industria nucleare.

L'organizzazione del WASH-1440, per la sola componente d'interesse in tale rapporto, è definita secondo una sequenza logica che comprende:

Una prima analisi che, a partire dalla conoscenza di tutte le possibili sorgenti di attività presenti in un LWR, identifica – attraverso la metodica dell'*albero degli eventi* – un elevato numero di sequenze incidentali che potrebbero causare rilascio di attività in ambiente.

Una seconda analisi che comporta la stima della probabilità di accadimento di ogni sequenza incidentale attraverso la valutazione della probabilità di fallimento di ogni evento con la metodica dell'*albero dei guasti* (common mode failure). L'opportuna composizione del complemento delle probabilità di fallimento di ciascun evento presente nella sequenza incidentale implementata nell'albero degli eventi, permette di ricavare la probabilità di accadimento della sequenza incidentale stessa. Infine, dalla conoscenza della sequenza incidentale con associata la sua probabilità di accadimento è possibile determinare il termine sorgente.

2.1 Metodologia per la valutazione del termine sorgente

Il rapporto individua e quantifica le zone sorgenti di radioattività presenti nell'impianto nucleare secondo quanto riportato nella Tabella 1:

Tabella 1 - Inventario radioattivo per un impianto nucleare da 1000 MWe

Localizzazione	Inventario Totale (Ci)			Frazione dell'Inventario Totale (-)		
	Fuel	Gap	Total	Fuel	Gap	Total
Nocciolo ^(a)	$8.0 \cdot 10^9$	$1.4 \cdot 10^8$	$8.1 \cdot 10^9$	$9.8 \cdot 10^{-1}$	$1.8 \cdot 10^{-2}$	1
Piscina di raffreddamento (Max.) ^(b)	$1.3 \cdot 10^9$	$1.3 \cdot 10^7$	$1.3 \cdot 10^9$	$1.6 \cdot 10^{-1}$	$1.6 \cdot 10^{-3}$	$1.6 \cdot 10^{-1}$
Piscina di raffreddamento (Avg.) ^(c)	$3.6 \cdot 10^8$	$3.8 \cdot 10^6$	$3.6 \cdot 10^8$	$4.5 \cdot 10^{-2}$	$4.8 \cdot 10^{-4}$	$4.5 \cdot 10^{-2}$
Cask di trasporto ^(d)	$2.2 \cdot 10^7$	$3.1 \cdot 10^5$	$2.2 \cdot 10^7$	$2.7 \cdot 10^{-3}$	$3.8 \cdot 10^{-5}$	$2.7 \cdot 10^{-3}$
Refueling ^(e)	$2.2 \cdot 10^7$	$2.0 \cdot 10^5$	$2.2 \cdot 10^7$	$2.7 \cdot 10^{-3}$	$2.5 \cdot 10^{-5}$	$2.7 \cdot 10^{-3}$
Serbatoio di accumulo del gas di scarico	–	–	$9.3 \cdot 10^4$	–	–	$1.2 \cdot 10^{-5}$
Serbatoio di accumulo del liquido di scarico	–	–	$9.5 \cdot 10^1$	–	–	$1.2 \cdot 10^{-8}$

(a) Inventario di nocciolo basato su un'attività di ½ ora dopo lo spegnimento.

(b) Inventario di 2/3 di nocciolo caricato, 1/3 di nocciolo con tre giorni di decadimento ed 1/3 di nocciolo con 150 giorni di decadimento.

(c) Inventario di ½ di nocciolo caricato; 1/6 di nocciolo con 150 gironi di decadimento e 1/3 con 60 giorni di decadimento.

(d) Inventario basato su 7 PWR o 17 BWR fuel assemblies con 150 giorni di decadimento.

(e) Inventario per un fuel assembly con tre giorni di decadimento

L'inventario di radioattività del nocciolo è basato su un tempo di operatività di 550 giorni (1.5 anni) e rappresenta il valore di burn-up medio di nocciolo (supponendo che il combustibile rimanga nel nocciolo per un ciclo completo di tre anni). L'inventario di attività della piscina di raffreddamento (SFP) è basato su un impianto che dispone di una SFP utilizzato da due reattori. Il numero medio di assemblies immagazzinati nel SFSP è basato sulle normali schede di carico licenziate al tempo di emissione della norma; si assume, inoltre, che il combustibile presente nel container abbia il più breve tempo di decadimento possibile.

Dalla valutazione dell'attività rilasciabile da ogni sorgente radioattiva e da considerazioni di carattere probabilistico, lo studio si è limitato ad effettuare un'analisi di rischio probabilistica rigorosa solo per quelle sequenze incidentali che coinvolgono il combustibile presente nel nocciolo e nella piscina di raffreddamento. Si è infatti stabilito che il rischio derivante da rilasci radioattivi da cask, da processi di

refueling e da tank potrebbero avere ripercussioni per il personale dell'impianto, ma non comporterebbero alcuna conseguenza di rilevanza sanitaria alla popolazione.

A partire da un dato evento iniziale (ad es. LOCA) si è stabilito che l'insieme di tutte le possibili sequenze incidentali coinvolgono processi tra di loro simili che si differenziano solo nella tempistica e nella fisica dei processi coinvolti. Si è quindi proceduto a raggruppare l'insieme delle sequenze incidentali in 38 casi che, attraverso l'analisi col codice CORRAL, hanno fornito il quantitativo di radioattività rilasciabile in ambiente. Dai risultati ottenuti si è trovato che lo spettro di emissione radioattiva possa essere ben rappresentato da un set di nove categorie di rilascio per i PWR e 5 categorie di rilascio per i BWR. La Tab. 2 riporta tutte le categorie di rilascio caratterizzate da specifici parametri d'impianto, da una certa probabilità e da determinate frazioni d'inventario rilasciate in ambiente.

Tabella 2: Sommario degli incidenti che coinvolgono il nocciolo

Categorie di rilascio	Probabilità per Reattore-Yr	Tempo di Rilascio [h]	Durata del Rilascio [h]	Tempo di preavviso Evacuazione [h]	Elevazione del Rilascio [m]	Energia Rilasciata dal Contenimento [10^6 Btu/h]	FRAZIONE DELL'INVENTARIO DI NOCCILO RILASCIATA							
							Xe-Kr	I Org.	I	Cs-Rb	Te-Sb	Ba-Sr	Ru ^(a)	La ^(b)
PWR 1	$9 \cdot 10^{-7}$	2.5	0.5	1.0	25	520	0.9	$6 \cdot 10^{-3}$	0.7	0.4	0.4	0.05	0.4	$3 \cdot 10^{-3}$
PWR 2	$8 \cdot 10^{-6}$	2.5	0.5	1.0	0	170	0.9	$7 \cdot 10^{-3}$	0.7	0.5	0.3	0.06	0.02	$4 \cdot 10^{-3}$
PWR 3	$4 \cdot 10^{-6}$	5.0	1.5	2.0	0	6	0.8	$6 \cdot 10^{-3}$	0.2	0.2	0.3	0.02	0.03	$3 \cdot 10^{-3}$
PWR 4	$5 \cdot 10^{-7}$	2.0	3.0	2.0	0	1	0.6	$2 \cdot 10^{-3}$	0.09	0.04	0.03	$5 \cdot 10^{-3}$	$3 \cdot 10^{-3}$	$4 \cdot 10^{-4}$
PWR 5	$7 \cdot 10^{-7}$	2.0	4.0	1.0	0	0.3	0.3	$2 \cdot 10^{-3}$	0.03	$9 \cdot 10^{-3}$	$5 \cdot 10^{-3}$	$1 \cdot 10^{-3}$	$6 \cdot 10^{-4}$	$7 \cdot 10^{-5}$
PWR 6	$6 \cdot 10^{-6}$	12.0	10.0	1.0	0	N/A	0.3	$2 \cdot 10^{-3}$	$8 \cdot 10^{-4}$	$8 \cdot 10^{-4}$	$1 \cdot 10^{-3}$	$9 \cdot 10^{-5}$	$7 \cdot 10^{-5}$	$1 \cdot 10^{-5}$
PWR 7	$4 \cdot 10^{-5}$	10.0	10.0	1.0	0	N/A	$6 \cdot 10^{-3}$	$2 \cdot 10^{-5}$	$2 \cdot 10^{-5}$	$1 \cdot 10^{-5}$	$2 \cdot 10^{-5}$	$1 \cdot 10^{-6}$	$1 \cdot 10^{-6}$	$2 \cdot 10^{-7}$
PWR 8	$4 \cdot 10^{-5}$	0.5	0.5	N/A	0	N/A	$2 \cdot 10^{-3}$	$5 \cdot 10^{-6}$	$1 \cdot 10^{-4}$	$5 \cdot 10^{-4}$	$1 \cdot 10^{-6}$	$1 \cdot 10^{-8}$	0	0
PWR 9	$4 \cdot 10^{-4}$	0.5	0.5	N/A	0	N/A	$3 \cdot 10^{-6}$	$7 \cdot 10^{-9}$	$1 \cdot 10^{-7}$	$6 \cdot 10^{-7}$	$1 \cdot 10^{-9}$	$1 \cdot 10^{-11}$	0	0
BWR 1	$1 \cdot 10^{-6}$	2.0	2.0	1.5	25	130	1.0	$7 \cdot 10^{-3}$	0.40	0.40	0.70	0.05	0.5	$5 \cdot 10^{-3}$
BWR 2	$6 \cdot 10^{-6}$	30.0	3.0	2.0	0	30	1.0	$7 \cdot 10^{-3}$	0.50	0.50	0.30	0.10	0.03	$4 \cdot 10^{-3}$
BWR 3	$2 \cdot 10^{-5}$	30.0	3.0	2.0	25	20	1.0	$7 \cdot 10^{-3}$	0.10	0.10	0.30	0.01	0.02	$3 \cdot 10^{-3}$
BWR 4	$2 \cdot 10^{-6}$	5.0	2.0	2.0	25	N/A	0.6	$7 \cdot 10^{-4}$	$8 \cdot 10^{-4}$	$5 \cdot 10^{-3}$	$4 \cdot 10^{-3}$	$6 \cdot 10^{-4}$	$6 \cdot 10^{-4}$	$1 \cdot 10^{-4}$
BWR 5	$1 \cdot 10^{-4}$	3.5	5.0	N/A	150	N/A	$5 \cdot 10^{-4}$	$2 \cdot 10^{-9}$	$6 \cdot 10^{-11}$	$4 \cdot 10^{-9}$	$8 \cdot 10^{-12}$	$8 \cdot 10^{-14}$	0	0

(a) Include: Mo, Rh, Tc, Co. (b) Include: Nd, Y, Ce, Pr, La, Nb, Am, Cm, Pu, Np, Zr.

Lo studio ha anche associato, alle precedenti categorie di rilascio, specifiche sequenze incidentali – sequenze dominanti – che contribuiscono significativamente alla probabilità di rilascio. La Tab. 3 mostra i risultati ottenuti per i BWR.

Se, ad esempio, si considera un evento iniziale di Tipo A (grosso LOCA) ed una sequenza dominante che comporta la fusione del nocciolo quale, ad esempio, la AE-y, essa ha una probabilità media di accadimento pari a $1 \cdot 10^{-7}$. Tale sequenza comprende una rottura del sistema di raffreddamento con un foro di diametro equivalente pari a 6.5 cm, una rottura del sistema di raffreddamento d'emergenza del nocciolo e il fallimento del contenimento per sovrappressione con rilascio attraverso il contenimento secondario.


Tabella 3: BWR – sequenze incidentali dominanti vs categorie di rilascio

	CATEGORIE DI RILASCIO				
	Fusione del Nocciolo				No Fus. Noc.
	1	2	3	4	5
Sequenze incidentali dominanti per un grande LOCA (A)	AE- α $2 \cdot 10^{-9}$ AJ- α $1 \cdot 10^{-10}$ AHI- α $1 \cdot 10^{-10}$ AI- α $1 \cdot 10^{-10}$	AE- γ $3 \cdot 10^{-8}$ AE- β $1 \cdot 10^{-8}$ AJ- γ $2 \cdot 10^{-9}$ AI- γ $2 \cdot 10^{-9}$ AHI- γ $2 \cdot 10^{-9}$	AE- γ $1 \cdot 10^{-7}$ AJ- γ $1 \cdot 10^{-8}$ AI- γ $1 \cdot 10^{-8}$ AHI- γ $1 \cdot 10^{-8}$	AGJ- δ 6×10^{-11} AEG- δ 7×10^{-10} AGHI- δ 6×10^{-11}	A $1 \cdot 10^{-4}$
Probabilità di A	$8 \cdot 10^{-9}$	$6 \cdot 10^{-8}$	$2 \cdot 10^{-7}$	$2 \cdot 10^{-8}$	$1 \cdot 10^{-4}$
Sequenze incidentali dominanti per un piccolo LOCA (S ₁)	S ₁ E- α $2 \cdot 10^{-9}$ S ₁ J- α $3 \cdot 10^{-10}$ S ₁ I- α $4 \cdot 10^{-10}$ S ₁ HI- α $4 \cdot 10^{-10}$	S ₁ E- γ $4 \cdot 10^{-8}$ S ₁ E- β $1 \cdot 10^{-8}$ S ₁ J- γ $7 \cdot 10^{-9}$ S ₁ I- γ $7 \cdot 10^{-9}$ S ₁ HI- γ $6 \cdot 10^{-9}$	SE- γ $1 \cdot 10^{-7}$ S ₁ J- γ $3 \cdot 10^{-8}$ S ₁ I- γ $4 \cdot 10^{-8}$ S ₁ HI- γ $2 \cdot 10^{-8}$ S ₁ C- γ $3 \cdot 10^{-9}$	S ₁ GJ- δ $2 \cdot 10^{-10}$ S ₁ GE- δ $2 \cdot 10^{-10}$ S ₁ EI- ϵ $1 \cdot 10^{-10}$ S ₁ GHI- δ $2 \cdot 10^{-10}$	
Probabilità di S ₁	$1 \cdot 10^{-8}$	$9 \cdot 10^{-8}$	$2 \cdot 10^{-7}$	$2 \cdot 10^{-8}$	
Sequenze incidentali dominanti per un piccolo LOCA (S ₂)	S ₂ J- α $1 \cdot 10^{-9}$ S ₂ I- α $1 \cdot 10^{-10}$ S ₂ HI- α $1 \cdot 10^{-9}$ S ₂ E- α $5 \cdot 10^{-10}$	S ₂ E- γ $1 \cdot 10^{-8}$ S ₂ E- β $4 \cdot 10^{-9}$ S ₂ J- γ $2 \cdot 10^{-8}$ S ₂ I- γ $2 \cdot 10^{-8}$ S ₂ HI- γ $2 \cdot 10^{-8}$	S ₂ E- γ $4 \cdot 10^{-8}$ S ₂ J- γ $8 \cdot 10^{-8}$ S ₂ I- γ $9 \cdot 10^{-8}$ S ₂ HI- γ $9 \cdot 10^{-8}$ S ₂ C- γ $8 \cdot 10^{-9}$	S ₂ CG- δ $6 \cdot 10^{-11}$ S ₂ GHI- δ $6 \cdot 10^{-10}$ S ₂ EG- δ $3 \cdot 10^{-10}$ S ₂ GJ- δ $6 \cdot 10^{-10}$ S ₂ GI- δ $2 \cdot 10^{-10}$	
Probabilità di S ₂	$2 \cdot 10^{-8}$	$1 \cdot 10^{-7}$	$4 \cdot 10^{-7}$	$4 \cdot 10^{-8}$	
Sequenze incidentali dominanti per transitori (T)	TW- α $2 \cdot 10^{-7}$ TC- α $1 \cdot 10^{-7}$ TQUV- α $5 \cdot 10^{-9}$	TW- γ $3 \cdot 10^{-6}$ TQUV- γ $8 \cdot 10^{-8}$	TW- γ $1 \cdot 10^{-5}$ TC- γ $1 \cdot 10^{-5}$ TQUV- γ $4 \cdot 10^{-7}$		
Probabilità di T	$1 \cdot 10^{-6}$	$6 \cdot 10^{-6}$	$2 \cdot 10^{-5}$	$2 \cdot 10^{-6}$	
Incidenti di rottura del Vessel		Rottura P.V. $1 \cdot 10^{-8}$ Atmosfera Ossidante	Rottura P.V. $1 \cdot 10^{-7}$ Atmosfera non Ossidante		
Probabilità di R	$2 \cdot 10^{-9}$	$2 \cdot 10^{-8}$	$1 \cdot 10^{-7}$	$1 \cdot 10^{-8}$	
Sommatoria di tutte le sequenze incidentali per categorie di rilascio					
Media (50%)	$1 \cdot 10^{-6}$	$6 \cdot 10^{-6}$	$2 \cdot 10^{-5}$	$2 \cdot 10^{-6}$	$1 \cdot 10^{-4}$
Limite inferiore (5%)	$1 \cdot 10^{-7}$	$1 \cdot 10^{-6}$	$5 \cdot 10^{-6}$	$5 \cdot 10^{-7}$	$1 \cdot 10^{-5}$
Limite superiore (95%)	$8 \cdot 10^{-6}$	$3 \cdot 10^{-5}$	$8 \cdot 10^{-5}$	$1 \cdot 10^{-5}$	$1 \cdot 10^{-3}$

Nota 1: la probabilità di ogni categoria di rilascio per ogni albero degli eventi e la sommatoria per tutte le sequenze incidentali sono i valori medi delle sequenze incidentali dominanti sommate da una simulazione Monte Carlo più un contributo del 10% dalle adiacenti categorie di rilascio.

Nota 2: il significato dei simboli presenti in tabella (A, E, H, I, α , β , ecc.) è riportato nella NUREG 75-014 pag. 82.

Quindi, dalla conoscenza dell'evento iniziatore e della sequenza incidentale dominante, è possibile determinare la categoria di rilascio con un'associata probabilità. Dalla conoscenza di tale probabilità è possibile, tramite la Tab. 2, risalire alla frazione dell'inventario d'attività del nocciolo rilasciata in ambiente.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP1 – 034	0	L	7	42

2.2 Conoscenze acquisite nella realizzazione dello studio

Gli studi condotti sino alla realizzazione del WASH-1400 erano basati su un approccio finalizzato alla prevenzione del riscaldamento e della fusione del nocciolo nel sistema reattore in linea con le esigenze di prevenire incidenti con significative conseguenze alla popolazione quali quelli derivanti dalla fusione dello stesso nocciolo. In questo studio è stata data attenzione sia agli incidenti con potenziale fusione del nocciolo che alle conseguenze di tali incidenti. Le conclusioni a cui si è giunti sono le seguenti:

- La fusione del nocciolo nel reattore non comporta necessariamente un incidente con una rilevante impatto sulla popolazione. Nello specifico, nell’eventualità che vi sia la fusione del nocciolo, la gravità delle conseguenze è funzione di uno spettro di possibili sequenze incidentali.
- Se si considerano le conseguenze più probabili che comportano la fusione del nocciolo, il numero dei soli incidenti gravi attesi è molto minore di quello che comunemente si avrebbe durante un incendio, un’esplosione o una caduta di un aereo commerciale. Inoltre, la probabilità che il nocciolo fonda viene valutata essere molto minore di quella di qualsivoglia altro evento incidentale.
- Le precedenti analisi conservative sugli incidenti che comportano la fusione del nocciolo sono generalmente accentuate da condizioni di bassa dispersione atmosferica ed alta densità di popolazione. In realtà, assegnando una frequenza di accadimento alle condizioni ambientali e alla densità della popolazione, si constaterrebbe una diminuzione delle conseguenze incidentali di un fattore da 2 a 3 volte minore rispetto ad un’analisi conservativa.

2.3 Limitazioni dello studio

Lo studio fu a suo tempo elaborato sulla base dei progetti dei due maggiori impianti commerciali statunitensi che stavano per iniziare la loro vita operativa. Essi erano il PWR Surry Power Station, Unità I, da 788 Megawatt elettrici, ed il BWR Peach Bottom, Unità II da 1065 Megawatts elettrici. I risultati dello studio se estrapolati a 100 impianti di potenza che si aspettava entrassero in attività nei prossimi anni, mostrano una sovrastima dell’analisi di rischio ottenibile. A causa del continuo miglioramento delle richieste di safety degli impianti nucleari da parte degli enti regolamentatori e delle industrie del settore si ipotizzò che, nel giro di circa 5 anni dall’emissione della norma, i risultati ottenibili non potessero essere estrapolati per la valutazione del rischio di future installazioni nucleari.

La valutazione del rischio dovuta ai sabotaggi negli impianti nucleari (nuclear security) non è stato esaurientemente realizzato per la mancanza di un metodo univoco ed affidabile di valutazione degli atti di sabotaggio diretta a qualsivoglia obiettivo nucleare. Si comunque ritenne valida l’ipotesi di una evidente difficoltà a sabotare un impianto nucleare in modo da provocare un incidente con conseguenze rilevanti sulla salute pubblica.

3. NUREG/CR-4722 - (1987)

La norma presenta una versione ridotta della procedura per l’analisi dell’affidabilità umana (HRA) presente nella NUREG/CR-1278. Tale procedura fu sviluppata per fornire un supporto al programma di valutazione delle sequenze incidentali (ASEP) dell’NRC gestito dai laboratori nazionali Sandia. L’obiettivo di questa nuova procedura d’affidabilità umana, definita “Procedura ASEP HRA” è consentire agli analisti di sistema, con un minimo di supporto da parte degli esperti HRA, di realizzare stime sulla probabilità d’errori umani che siano sufficientemente accurate per la maggior parte delle valutazioni probabilistiche di rischio.

La procedura ASEP HRA è stata utilizzata per l’esecuzione di analisi probabilistiche sui seguenti quattro impianti nucleari: Unità 1 Surry (PWR), Unità 2 Peach Bottom (BWR), Unità 1 Sequoyah (PWR), Unità 1 Grand Gulf (BWR). I risultati raggiunti vennero riportati nella NUREG/CR-4550 che include anche un rapporto sulla metodologia utilizzata.

3.1 Metodologia della procedura ASEP HRA

La procedura ASEP HRA è stata suddivisa in due HRA pre-incidentali di screening e nominale ed in due HRA post-incidentale di screening e nominale. In particolare, la procedura valuta gli effetti del comportamento umano e dei fattori di riduzione, ossia quei fattori che prevengono o limitano le conseguenze indesiderabili di errori umani, quali la ridondanza umana (ad es. l'utilizzo di una persona che controlla il lavoro di un'altra persona, i test post-manutenzione e post-calibrazione, i controlli giornalieri e i giri d'ispezione). Essa non può essere utilizzata per stimare la probabilità di diagnosi errata, quest'ultima viene semplicemente trattata come un fallimento della corretta diagnosi quale l'errata valutazione di un evento anomalo e il conseguente erroneo comportamento dell'operatore nell'eseguire le azioni richieste. A seguire si riporta la classificazione delle tipologie di comportamenti umani così come proposti nella stessa procedura.

Comportamento basato su regole basilari (rule-based): tale comportamento è riferito all'esecuzione di azioni ricorrenti quali il controllo manuale dell'inserzione e dell'estrazione delle barre di controllo o il funzionamento di una gru o nel eseguire immediate azioni d'emergenza.

Comportamento basato su abilità basilari (skill-based): sono i comportamenti che richiedono maggiore consapevolezza nell'eseguire lavori comuni quali, ad esempio, l'esecuzione di procedure di calibrazione di uno strumento.

Comportamento basato sulla conoscenza (knowledge-based): sono i comportamenti non-comuni che richiedono una consapevolezza tale da coinvolgere la necessità di prendere decisioni.

L'idea implicita nella definizione dei comportamenti skill-based, rule-base and knowledge-based, fu quella di poter ridurre la frequenza degli errori umani progettando situazioni lavorative nelle quali i comportamenti possano essere tutti ricondotti alla tipologia rule-based.

L'applicazione del HRA fu fatta in due task consecutive: task pre-incidentale e task post-incidentale. La prima consiste in un PRA riguardante azioni quale la manutenzione ordinaria, la calibrazione, i test di sorveglianza ed il ripristino (ad es. fa ritornare i componenti ed i sistemi alle loro normali condizioni a seguito di una manutenzione, calibrazione o fase di test). La seconda consiste primariamente in un PRA riguardante le attività svolte dal personale dopo l'annuncio di un evento anomalo. Per gli scopi di questo rapporto, nelle sezioni seguenti verrà introdotta la metodologia HRA per la sola fase post-incidentale.

3.2 Task post-incidentale

Tale task venne divisa in una task di diagnosi ed in una di post-diagnosi entrambe le quali furono realizzate per mantenere ed assicurare la protezione del reattore dopo l'accadimento di un evento anomalo. Il termine diagnosi si riferisce all'attribuzione della più probabile causa/e di un evento anomalo ad un livello tale da indentificare quei sistemi e componenti il cui stato può essere modificato o ridotto per eliminare il problema; la diagnosi non richiede necessariamente la necessità di dover attribuire un nome all'evento anomalo (ad es. piccolo LOCA), ma semplicemente che cosa fare quando un tale tipo di evento viene individuato. La diagnosi coinvolge un comportamento knowledge-based per poter fare una corretta diagnosi delle azioni da intraprendere. Le azioni post-diagnosi coinvolgono, invece, comportamenti rule-based e skill-based.

Gli eventi anormali specifici da analizzare in un HRA nella valutazione probabilistica del rischio ASEP-PRA sono stati progettati dagli analisti di sistema. Essi includono quegli eventi quali station black-out, perdita di energia AC o DC, e perdita di acqua di raffreddamento dei componenti. L'identificazione dei comportamenti umano-correlati in ognuno dei potenziali eventi analizzati in un PRA viene realizzato da un team di analisti di sistema, di analisti di affidabilità umana e di specifico personale d'impianto (quali istruttori di simulatori e operatori specializzati nel licenziare i reattori, ed altri come necessario). Nella figura 1 viene presentata una tipica sequenza di una task post-accidentale.

Come mostrato in Fig. 1, una task post-incidentale di un'analisi d'affidabilità umana (HRA) tipicamente inizia con l'annuncio di un evento anomalo. Per gli scopi di una valutazione probabilistica del rischio, vi sono solo due percorsi di successo. Uno di questi richiede che venga effettuata una diagnosi corretta all'interno

di un vincolo temporale e le appropriate azioni post-incidentali (primariamente comportamenti rule-based) siano correttamente seguite all'interno dei loro vincoli temporali. L'altro percorso di successo – che viene raramente considerato nei PRA pubblicati – permette un errore di diagnosi, ma assume un recupero dell'errore seguito da una realizzazione corretta delle azioni post-incidentali, ancora tutte all'interno del tempo permesso dai vincoli. La Fig. 1 mostra anche 11 percorsi di fallimento in cui viene considerato il fallimento della diagnosi, delle azioni di recupero e delle azioni di post-diagnosi perché non realizzate nei tempi prescritti o realizzate in maniera scorretta o non sono state per nulla intraprese azioni di recupero.

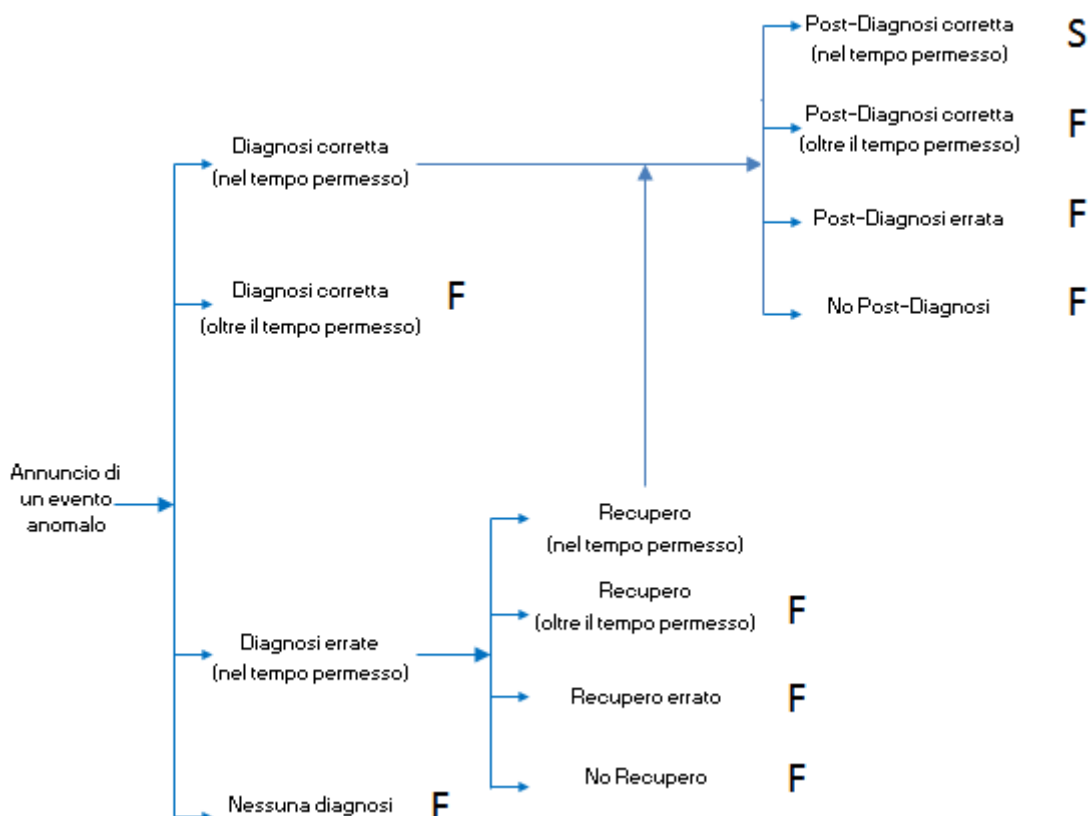


Figura 1: Percorsi di successo e fallimento a seguito di un evento anomalo.

La task incidentale è stata realizzata utilizzando alcune semplificazioni che vengono di seguito descritte. Una delle maggiori semplificazioni fu quella di aver ignorato l'intera area delle specifiche diagnosi errate; fu, invece, assunto in maniera conservativa che qualsiasi fallimento di una corretta diagnosi di un evento anomalo all'interno del tempo permesso risulti in un incidente di danneggiamento del nocciolo. Non fu effettuata alcuna analisi delle diagnosi errate che potrebbero portare ad un evento anomalo.

Un'altra semplificazione fu quella di aver suddiviso l'intero tempo a disposizione per far fronte ad un evento anomalo in due parti artificialmente indipendenti. Tale approccio comporta la stima di due probabilità tempo-dipendenti separate. Quindi, il prodotto di tali probabilità viene presa come la probabilità che venga fatta una diagnosi corretta e che le azioni post-diagnosi siano state completate all'interno del tempo totale disponibile. Ciò non è propriamente vero perché potrebbero sussistere differenti combinazioni delle probabilità tempo-dipendenti per i due periodi di tempo che la norma non ha considerato. La semplificazione suggerita comportò una stima molto conservativa delle probabilità totali di fallimento di far fronte, con successo, ad un evento anomalo.

Un'altra semplificazione che fu fatta è che esista una sola sequenza corretta di attività umane per far fronte ad una specifica sequenza post-incidentale. Tale restrizione non permette l'analisi di diverse sequenze di attività per eventi anomali, come definite nelle assunzioni post-incidentali. Ad esempio, in un transitorio

anticipato senza scram, una sequenza potrebbe assumere che l'iniezione di boro è disponibile ed un'altra potrebbe assumere che tale caratteristica di sicurezza ingegneristica è indisponibile. In entrambi i casi si avrebbero due eventi anomali differenti che comporterebbero comportamenti umani coinvolti significativamente differenti.

L'approccio utilizzato nella procedura ASEP HRA per stimare la probabilità d'errore umano è tratta dalla norma NUREG/CR-1278. Preliminarmente si stabilisce, mediante misure o stime, il tempo richiesto per realizzare le azioni necessarie una volta che il personale della sala di controllo abbia raggiunto la consapevolezza delle azioni da intraprendere a seguito di una corretta diagnosi. Tale tempo viene sottratto al tempo totale di risposta del sistema uomo/macchina che gli analisti di sistema ritengono sia ammissibile per una risposta accettabile del sistema ad un evento anomalo. Il tempo residuo dopo tale sottrazione, è quello disponibile per la diagnosi. Il problema quindi, è stimare la probabilità di una corretta diagnosi all'interno del tempo a disposizione.



Figura 2: Tempi di: annunciazione dell'evento, corretta diagnosi e realizzazione delle azioni post-diagnosi.

Nella Fig. 2 T_0 è il tempo di annuncio dell'evento anomalo, T_m è la stima del massimo tempo a disposizione per avere una valutazione corretta dell'evento anomalo e per avere completato le azioni richieste di post-diagnosi in modo da raggiungere i richiesti criteri di sistema stabiliti dagli analisti di sistema; T_d è il tempo massimo permesso per una corretta diagnosi che permette ancora di avere a disposizione un tempo sufficiente per realizzare le richieste azioni di post-diagnosi entro il tempo T_m ; T_a è il tempo stimato necessario per realizzare le azioni post-diagnosi dopo una corretta diagnosi. Per i dettagli della procedura di screening e nominale di analisi d'affidabilità umana, che esulano dall'obiettivo di questo rapporto, si rimanda alla lettura della norma.

3.3 Conclusioni

L'obiettivo della norma fu quello di sviluppare una procedura di analisi d'affidabilità umana essenzialmente basata su un comportamento rule-based che possa essere utilizzata dagli analisti per realizzare la maggior parte delle analisi richieste per la parte di HRA di una valutazione probabilistica del rischio (PRA) degli impianti nucleari di potenza. L'obiettivo di produrre una procedura semplificata rule-based di analisi d'affidabilità umana ha comportato la necessità di scegliere un approccio conservativo – attraverso la scelta di opportune regole – che non sottostimasse il rischio. Al contempo, non si voleva lo sviluppo di una procedura che sovrastimasse enormemente il contributo umano al fallimento dei sistemi. L'applicazione della procedura ASEP HRA ha verificato che la maggior parte della stessa è realmente rule-based. Inoltre, gli analisti di sistema che non hanno formazione nei fattori umani o psicologici sono in grado di applicare la procedura per la maggior parte dei casi. Una ulteriore verifica è stata che, come previsto, i risultati prodotti sono più conservativi (anche di un ordine di grandezza) di un HRA basato su un approccio molto più analitico e dettagliato quale quello presente nel manuale THERP. Ancora, la procedura può essere realizzata in un tempo minore e con minore manodopera rispetto a quelle tradizionali e fornisce alcune norme per l'analisi d'affidabilità umana post-incidentale non presenti nella NUREG/CR-1278.

4. NUREG-1228 – (1988)

La norma NUREG-1228 descrive i metodi per la stima del rilascio di radionuclidi in ambiente (ST) causata da un incidente nucleare severo in un NPP. Vengono inoltre descritti i principali fattori che influenzano il potenziale rilascio di radionuclidi in ambiente come conseguenza di un incidente nucleare. Nel testo viene incluso un range delle possibili condizioni incidentali per la maggior parte degli incidenti severi basati sulle

condizioni di progetto. Viene infine presentata una metodologia rapida per la stima preliminare del termine sorgente in cui si riportano i necessari coefficiente che quantificano i diversi meccanismi di mitigazione dell'inventario di combustibile nel passaggio dal nocciolo all'ambiente esterno.

4.1 Introduzione

La norma evidenzia come le azioni protettive iniziali per gli incidenti di nocciolo (general emergency) vengono assunte sulla base di determinati piani d'emergenza dettati dalle guide NRC (Nuclear Regulatory Commission). In particolare, per un incidente severo (danneggiamento del nocciolo) in un impianto nucleare di potenza, le immediate azioni protettive vengono prese in base alle informazioni fornite dagli indicatori d'impianto sulle condizioni del nocciolo e del contenimento (ad es., temperatura e pressione del nocciolo e del contenimento). Se esiste o è previsto un danneggiamento del nocciolo:

1. La popolazione vicino l'impianto (3-8 km) dovrebbe essere evacuata;
2. La popolazione presente all'interno di un raggio di 16 km dal sito dovrebbe mettersi al riparo.

Tale strategia protettiva fu determinata in base a considerazioni d'analisi di conseguenze per un ampio range di incidenti di danneggiamento del nocciolo che coinvolgono il fallimento del contenimento, il bypass od i leakage. Tali azioni garantiscono una protezione immediata per la maggior parte degli incidenti di nocciolo anche se potrebbero esserci incidenti di danneggiamento del nocciolo che necessitano di azioni protettive aggiuntive o che richiedano la valutazione di opzioni di risposta d'impianto diversificate (ad es. venting). Tali valutazioni possono richiedere un'immediata valutazione del termine sorgente durante l'incidente. In passato, vi è stata la tendenza ad utilizzare la valutazione del termine sorgente delle Regulatory Guide 1.3 e 1.4, che indicano che il 100% dei gas nobili, il 25% degli alogeni ed l'1% degli altri prodotti di fissione vengano rilasciati nel contenimento. Le Regulatory guides tendono a rinforzare l'idea che solo i gas nobili e gli alogeni vengano rilasciati durante un incidente severo.

La NUREG-1228 sottolinea altresì che, per la loro particolare natura, gli incidenti severi coinvolgono condizioni per le quali fare predizioni del termine sorgente diventa difficile: l'impianto si trova oltre le condizioni di progetto, la lettura degli strumenti può essere falsata, la progressione dell'incidente è imprevedibile, le condizioni specifiche d'impianto possono non essere note o cambiare velocemente ed inaspettatamente. Inoltre, anche se le condizioni dell'impianto e la progressione dell'incidente fosse completamente nota, l'abilità nel progettare il termine sorgente sarebbe molto limitata a causa della limitatezza nella conoscenza della fisica e della chimica del termine sorgente. Il risultato è che la predizione del termine sorgente può essere effettuata solo con un'approssimazione che prevede un'ampia incertezza. Gli studi condotti all'epoca della realizzazione della NUREG-1228 associati all'incertezza del termine sorgente, indicano che la predizione del termine sorgente (ST) associato alle condizioni incidentali siano accurati all'interno di un fattore 100 persino se sono note tutte le condizioni incidentali (vedasi NUREG-0956 e NUREG-1150). In ogni modo, la norma evidenzia che solitamente il dettaglio delle condizioni incidentali non è disponibile fino a quando l'evento non sia terminato e pertanto, una completa conoscenza delle condizioni incidentali, non sarà probabilmente disponibile agli analisti che eseguono le valutazioni di dose.

La NUREG-1228 elenca le caratteristiche per la stima del termine sorgente in modo da poter essere utilizzato dagli addetti ai processi decisionali:

1. Deve essere stata identificata e considerata la sola condizione d'impianto dominante che influenza il rischio potenziale di rilascio di dose alla popolazione off-site;
2. Deve essere fornita la migliore stima della grandezza di qualsiasi rilascio off-site basata sulle attuali e progettate condizioni d'impianto;

3. Deve essere inclusa una relazione sulle grandi incertezze che sempre sono associate al termine sorgente;
4. Devono essere specificati i limiti ragionevoli della stima fatta dell'analista;
5. Deve essere dichiarato il possibile range dei limiti inferiori e superiori di rilascio in base al possibile percorso accidentale o a cambiamenti nelle assunzioni chiave. Tali limiti vanno correlati alle conseguenze off-site in modo da rilevare dosi abbastanza grande da risultare in un effetto precoce sulla salute (50-100 rem) o che eccedano le Guide alle Azioni Protettive dell'Agenzia della Protezione Ambientale (1-5 rem sull'intero corpo) (EPA-520/1-75-001).

4.2 Metodi per la stima del termine sorgente

La norma individua cinque possibili metodi di stima del termine sorgente nel caso di un incidente severo in un impianto nucleare: Monitoraggio degli effluenti, analisi dell'incidente contenuto in un report di valutazione della sicurezza (licensing), analisi dettagliata delle condizioni d'impianto condotta durante un incidente, stime precalcolate che correlano le condizioni dominanti dell'incidente al potenziale rilascio di radionuclidi (ST).

4.2.1 Stima del termine sorgente basato su processi di licensing

Tralasciando di analizzare il monitoraggio degli effluenti che esula dagli scopi di questo rapporto, la stima basata su processi di licensing comporta la conduzione di una serie di analisi che ipotizzano una serie di incidenti, alcuni dei quali, comportano un potenziale rilascio off-site. Tali incidenti, includono:

- Incidente di caduta di una barra di controllo;
- Rottura tubi del generatore di vapore;
- Perdita/rottura del serbatoio di scarico;
- Incidenti di gestione del combustibile;
- Incidenti di caduta di combustibile esausto;
- Transitorio anticipato senza scram.

Ciascuna delle precedenti analisi, sono basate su ipotesi conservative e, in molti casi, su scenari incidentali irrealistici (tipicamente in ogni incidente si assume che il contenimento rimanga intatto permettendo solo piccoli fallimenti dello stesso). Il risultato è una valutazione di dose off-site molto maggiore delle possibili proiezioni realistiche. Spesso, la differenza tra calcoli realistici e analisi di licensing potrebbe essere di diverse decadi. Tali analisi non dovrebbero pertanto essere utilizzate per stimare il termine sorgente, né dovrebbero costituire un limite superiore per le conseguenze off-site.

4.2.2 Stima del termine sorgente basato su studi sulla conseguenza d'incidenti severi

La stima basata su studi sulla conseguenze d'incidenti segue la metodologia adottata nel Reactor Safety Study (WASH-1400) consistente nell'analizzare incidenti specifici e raggrupparne i risultati in categorie di rilascio. La norma NUREG-1062 correla i prodotti di fissione rilasciati per ogni PWR e BWR alle categorie di rilascio. Il limite di tale procedura è la difficoltà di utilizzo da parte di personale non ben formato del PRA e dal fatto che le sequenze implementate in tale tipo di studio possono non comprendere le condizioni incidentali reali o ancora che le condizioni incidentali reali possono non essere sufficientemente note per essere classificate.

Sin dal 1975 furono condotti diversi studi addizionali per correggere le carenze nell’analisi condotta dal WASH-1400. In particolare, nel 1982 si costruirono una serie di categorie di termine sorgente (NUREG/CR-2239) che estesero il range dei possibili ST associati con i maggiori incidenti nucleari. Tali termini sorgente vennero indicati come “siting source term” (SSTs). La Fig. 3 seguente mostra le relazioni tra le condizioni d’impianto e i diversi termini sorgente.

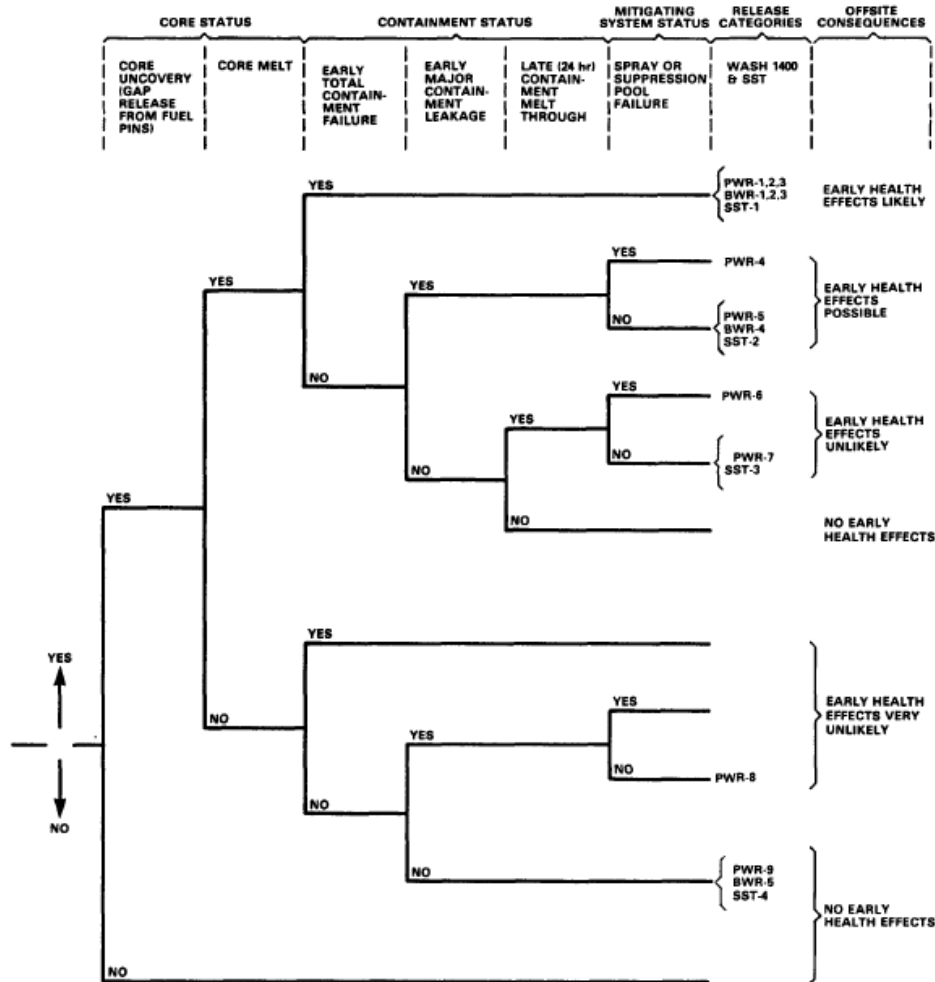


Figura 3: Relazione tra le condizioni d’impianto del WASH-1400 e del SSTs e le conseguenze off-site

Quindi, la conoscenza dello stato dei principali sistemi d’impianto permette di stimare il termine sorgente secondo le relazioni espresse nella Fig. 3. La stessa figura, associa anche le diverse categorie di rilascio con le condizioni incidentali più severe (BWR/PWR 1-2-3). A suo tempo, l’NRC associò l’incidente di Chernobyl alla condizione incidentale PWR-1,2,3; le corrispondenti conseguenze off-site (Early Health Effect Likely) risultarono però essere non paragonabili a quelle reali poiché il tipo di rilascio avvenuto in Ucraina – plume molto alto – non è immaginabile in un sito nucleare U.S.A.

4.2.3 Stima del termine sorgente basato su analisi dettagliate delle condizioni d’impianto

La norma evidenzia come l’NRC abbia sviluppato codici computazionali per predire il rilascio di radionuclidi in atmosfera come risultato di un evento incidentale. Uno di tali codici, TACT, permetteva all’utente di specificare il rilascio dal nocciolo, il percorso dal nocciolo all’ambiente esterno e le condizioni che possono influenzare il rilascio (ad es. spray). Tali tipologie di codici possedevano però degli svantaggi quali:

1. Richiedono informazioni dettagliate sullo stato dell’impianto - solitamente non note - ed un considerevole quantitativo di tempo d’esecuzione (condizione inaccettabile);

2. Producono risultati con un'accuratezza all'interno di un fattore 100 anche se sono note tutte le condizioni incidentali;
3. Sono molto approssimativi se confrontati con quelli sviluppati in ambito di ricerca;
4. Sono molto flessibili (ciò comporta una serie di problemi se le assunzioni standard documentate non sono stabilite per una vasta gamma di modelli di input);
5. Il risultato di questi codici può essere difficilmente riproducibile per effettuare confronti con altre analisi;

Tutto ciò li rende molto difficili da utilizzare per classificare le conseguenze di diverse sequenze incidentali. Se vi è disponibilità di tempo, tali codici potrebbero essere utili per analizzare incidenti minori per i quali le condizioni incidentali sono solitamente molto più definite. Ad ogni modo, la norma sottolinea che è incerto se l'uso di tali codici sarebbe in qualche modo più accurato dell'uso dei termini sorgente precalcolati.

4.2.4 Stima del termine sorgente basato su assunzioni precalcolate delle condizioni incidentali dominanti

Il metodo sviluppato per la valutazione del termine sorgente in base ad assunzioni precalcolate delle condizioni incidentali dominanti si basa sulle seguenti assunzioni:

1. Esiste un piccolo set di condizioni incidentali dominanti che determina il rilascio di qualsiasi incidente severo;
2. Vi sono valori quantitativi che possono caratterizzare le condizioni dominanti;

Le condizioni incidentali dominanti possono essere riconosciute e caratterizzate durante un incidente reale. I seguenti sono i passi calcolativi identificati dal metodo per la stima del termine sorgente:

1. Stima dell'inventario dei prodotti di fissione del nocciolo;
2. Stima del quantitativo di prodotti di fissione rilasciati dal nocciolo;
3. Identificazione del percorso di rilascio dominante;
4. Caratterizzazione del meccanismo di riduzione dominante che agirà nel ridurre l'attività del rilascio (filtri, spray, pool scrubbing, processi naturali);
5. Stima della velocità di rilascio.

Il metodo tenta di colmare il gap esistente tra l'utilizzo di termini sorgente completamente precalcolati (WASH-1400) e la conduzione di calcoli dettagliati durante l'accadimento dell'evento incidentale. Esso inoltre permette di analizzare un ampio range di condizioni incidentali e stati di danneggiamento del nocciolo basati su un piccolo set di assunzioni predeterminate che sono ben documentate. Il risultato è un set di dosi precalcolate che possono essere utilizzate per confrontare le possibili conseguenze delle varie sequenze incidentali. Il maggior svantaggio di tale metodo, come d'altronde di tutti gli altri metodi, è l'ampia incertezza associata al risultato finale.

4.3 Determinazione del termine sorgente

La norma riporta una metodica fast-running per la determinazione del termine sorgente secondo i passi discussi nella sezione 4.2.1. In particolare, l'inventario iniziale di nocciolo viene ad essere moltiplicato per una serie di coefficienti che tengono in conto dei fattori di riduzione che si incontrano nel percorso fisico

che i radionuclidi seguono dal nocciolo all'atmosfera. La formulazione matematica utilizzata per l'i-esimo radionuclide da calcolare è la seguente:

$$TS_i = PF_i \times P \times FRN_i \times \left[\prod_{j=1}^n FDR_{(i,j)} \right] \times FF_i$$

Il primo termine (PF_i) esprime l'inventario del prodotto di fissione i-esimo presente nel nocciolo per unità di potenza elettrica erogata al momento dell'inizio della sequenza incidentale. Esso viene ottenuto per ciascun radionuclide secondo i valori presentati nella Tab. 4.

Prodotti di fissione	Inventario [Ci/MWe]	Prodotti di fissione	Inventario [Ci/MWe]
Kr-85	560	I-132	120000
Kr-85m	24000	I-133	170000
Kr-87	47000	I-134	190000
Kr-88	68000	I-135	150000
Sr-89	94000	Xe-131m	1000
Sr-90	3700	Xe-133	170000
Sr-91	110000	Xe-133m	6000
Y-91	120000	Xe-135	34000
Mo-99	160000	Xe-138	170000
Ru-103	110000	Cs-134	7500
Ru-106	25000	Cs-136	3000
Te-129m	5300	Cs-137	4700
Te-131m	13000	Ba-140	160000
Te-132	120000	La-140	160000
Sb-127	6100	Ce-144	85000
Sb-129	33000	Np-239	1.64E06
I-131	85000		

Tabella 4: Inventario prodotti di fissione NUREG-1228, fonte WASH-1400

Il secondo termine (P) esprime il livello di potenza elettrica [MWe] in condizioni stazionarie espresso dal reattore nel momento dell'incidente.

Il terzo termine (FRN) esprime la frazione di rilascio dal nocciolo dei prodotti di fissione. Tale frazione corrisponde al fallimento della prima (pellet) e della seconda barriera (cladding) dei prodotti di fissione ed è principalmente funzione della temperatura. Per gli scopi della stima del termine sorgente per incidenti severi, la norma riporta i valori dei fattori di riduzione per quattro regimi termici che corrispondono a condizioni di danneggiamento sempre più severe:

1. Leakage da una normale pin di combustibile (315 °C);
2. Rilascio per rottura del cladding (700-1150 °C);
3. Rilascio dal contorno dei grani del combustibile (>1650 °C);
4. Rilascio per la fusione (nel-vessel) del nocciolo (>2480 °C).

I valori utilizzati dalla norma NUREG-1228 vengono riportati nella Tab. 5.

Condizioni del nocciolo	Temperatura del cladding	Prodotti di fissione	Frazione di rilascio dal combustibile
Leakage nominale dalla fuel pin	315 °C	Tab. 1	
Rilascio dal gap (fallimento cladding)	700 - 1150 °C	X, Kr	0.03
		I	0.02
		Cs	0.05
		Te, Sb	1·10 ⁻⁴
Rilascio dai bordi di grano	> 1650 °C	Xe, Kr	0.5
		I, Cs	0.5
		Te, Sb	0.1
		Sb	0.02
		Ba	0.01
		Mo	1·10 ⁻³
		Sr	1·10 ⁻³
		Ru	1·10 ⁻⁴
Fusione del nocciolo (nel vessel)	> 2480 °C	Xe, Kr	1
		Cs	1
		I	1
		Sb	0.02
		Te	0.3
		Ba	0.2
		Sr	0.07
		Mo	0.1
		Ru	7·10 ⁻³
		La	1·10 ⁻⁴
		Y	1·10 ⁻⁴
Ce	1·10 ⁻⁴		
Np	1·10 ⁻⁴		

Tabella 5: Frazione Rilascio dal Nocciolo (1- ora di rilascio)

Il quarto termine (FDR) rappresenta il contributo dell'insieme dei j-esimi fattori di riduzione per l'i-esimo nuclide secondo i valori riportati nella Tab. 6.

Meccanismo di rilascio	Fattore di Riduzione
<u>Filtri del sistema di trattamento dei gas d'emergenza (SGTSF):</u>	
Flusso a bassa pressione - secco	0.01
Flusso a bassa pressione - umido	1.0
<u>Altri filtri</u>	
Flusso a bassa pressione - secco	0.01
Flusso a bassa pressione - umido	1.0
<u>Scrubbing della piscina di soppressione:</u>	
Flusso lento in stazionario (calore di decadimento)	
Piscina sottoraffreddata	0.01
Piscina satura	0.05
Bypass della piscina	1
<u>Rimozione degli aerosol e particolati sospesi:</u>	
Processi naturali (Spray off)	

Tempo di permanenza 0.5 ore	0.4
Tempo di permanenza 2-12 ore	0.04
Tempo di permanenza 24 ore	0.01
Spray on	
Tempo di permanenza 0.5 ore	0.03
Tempo di permanenza 2-12 ore	0.02
Tempo di permanenza 24 ore	0.002
Ice condenser:	
Un solo passaggio (senza ricircolo)	0.5
Ricircolo continuo attraverso il condensatore (un'ora o più)	0.25
Letto di ghiaccio esausto prima del danneggiamento del nocciolo	1
Ritenzione del sistema primario (plateout):	
Solo incidenti di bypass	0.4
Partizionamento del generatore di vapore (rilascio di liquido dal RCS):	
Tubo ad "U" del GV parzialmente riempito (rilascio di liquido)	0.02
Acqua solida dal lato secondario del tubo ad "U" del GV (rilascio liquido)	0.50
Un solo passaggio normale dal GV	0.50

Tabella 6: Fattori di riduzione

L'effetto combinato dei diversi fattori di riduzione sullo stesso isotopo è stato quantificato in maniera moltiplicativa; tale ipotesi ha comportato l'assunzione di un fattore di riduzione totale massimo pari a 0.001 per l'azione combinata di qualsivoglia set di fattori di riduzione (ad esclusione dei filtri). La norma sottolinea che il valore adottato è pari a quello massimo osservato negli esperimenti che comprendono tutti i meccanismi analizzati.

Il quinto termine (FF) rappresenta la frazione di rilascio in un ora dal contenimento e dalla rottura del tubo del generatore di vapore. I valori proposti nella norma sono riportati nella Tab. 7,

Percorso di rilascio	Frazione di rilascio
<u>Fallimento/leakage dal contenimento primario</u>	
Tipici leakage di progetto:	
PWR - large dry (0.1%/g)	$4 \cdot 10^{-5}$
PWR - subatmospheric (0.1%/g)	$4 \cdot 10^{-5}$
PWR - ice condenser (0.25%/g)	$1 \cdot 10^{-4}$
BWRs (0.5%/g)	$2 \cdot 10^{-4}$
Fallimento dell'isolamento (100%/g):	
Fallimento dell'isolamento della valvola di sicurezza	0.04
Fallimenti catastrofici:	
Rilascio a puff di un ora	1
<u>Rottura del tubo del generatore di vapore</u>	
Un tubo a piena pressione (fuga di refrigerante)	0.35
Un tubo a bassa pressione (fuga di refrigerante)	0.03

Tabella 7: Frazione di rilascio per un ora dal contenimento e dal tubo rotto del generatore di vapore

in cui la frazione di rilascio è la frazione del volume del contenimento o dell'inventario del sistema di refrigerazione primario rilasciata in un ora.

I coefficienti sopra elencati devono essere opportunamente scelti in base al percorso di rilascio accidentale dominante. A titolo di esempio, nella Fig. 4 si riportano i possibili percorsi di rilascio in un contenimento BWR Mark I:

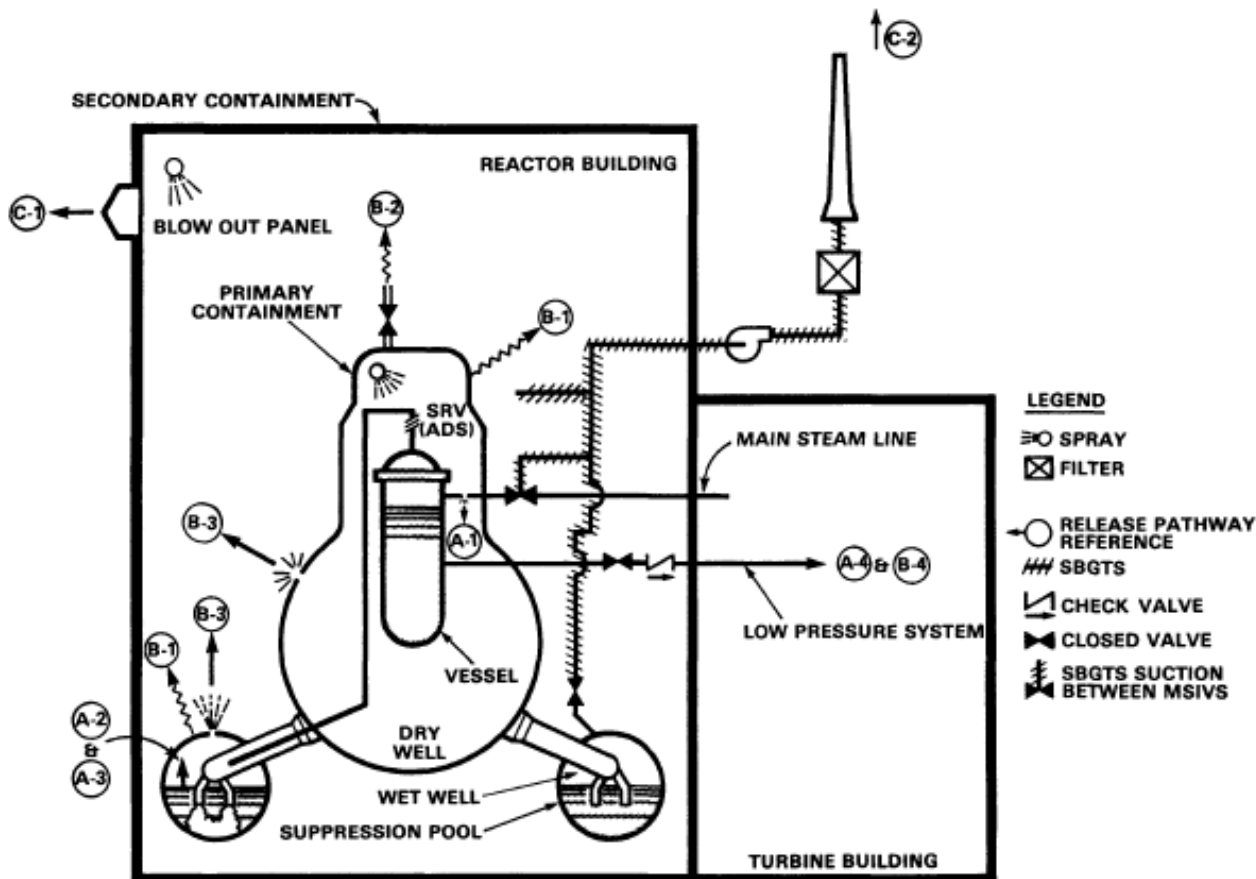


Figura 4: BWR Mark I percorso di rilascio semplificato

I percorsi di rilascio fondamentali sono rappresentati nella Fig. 4 da lettere e numeri. Le lettere si riferiscono ad una specifica barriera (A sistema di refrigerazione, B contenimento, C altro), i numeri specificano un particolare percorso di superamento della stessa barriera (ad es.: A-1 rottura dell'RCS con bypass della piscina di soppressione, A-2 rottura dell'RCS con attraversamento della piscina di soppressione, A-3 sistema di depressurizzazione automatica - ADS - e valvola di sicurezza – SRV).

La norma riporta anche una riorganizzazione dei coefficienti che esprimono i meccanismi di riduzione in base alla loro presenza nei diversi percorsi di rilascio. A titolo di esempio, nella Tab. 8 si riportano i meccanismi di riduzione per i maggiori percorsi di rilascio dei BWR.

Fission product barrier breached	Pathway	Reference Figures 4.7, 4.8, 4.9	Reduction mechanism	Condition	Non-noble assumed RDF
Reactor coolant system:	Break/leak bypasses suppression pool	A-1	None	None	1.00
	Break/leak through suppression pool	A-2	Suppression pool scrubbing	Slow flow - decay heat and pool subcooled	0.01
				Slow flow - decay heat and pool saturated	0.05
				Pool bypassed	1.00
Through ADS/SRV	A-3	Same as A-2	Same as A-2	Same as A-2	
Bypass of containment	A-4	System retention	For bypass accidents only	0.40	
Primary containment:	Design leakage (0.5%/day	B-1	Dry well containment sprays (ON)	0.5-hour holdup in dry well	0.03
	or Isolation valves seal failure (100%/day	B-2		2- to 12-hour holdup in dry well	0.02
	or Catastrophic failure (11%/hr)	B-3	Dry well and wet well natural processes (no spray)	24-hour holdup in dry well	0.002
	0.5-hour holdup in dry well			0.40	
	2- to 12-hour holdup in dry well			0.04	
	24-hour holdup in dry well	0.01			
Bypass	B-4	Same as A-4	Same as A-4	Same as A-4	
Controlled venting	B-5	Same as standby gas treatment system (SBGTS)	Same as B-1, 2, or 3 and C-2	Same as B-1, 2, 3 and C-2	
Secondary containment:	Building failure/leakage (not filtered)	C-1	Natural processes (no spray)	0.5-hour holdup in building	0.40
				2- to 12-hour holdup in building	0.04
				24-hour holdup in building	0.01
Fission product barrier breached	Through SBGTS	Reference Figures 4.7, 4.8, 4.9	SBGTS filters (in addition to natural process)	Small release (minimal aerosol loading - filters effective)	0.01
				Filter failure - rupture (heavy aerosol loading/ large high-pressure release)	1.00

Tabella 8 Nureg-1228: Sommario dei meccanismi di riduzione per i maggiori percorsi di rilascio dei BWR

L'utilizzo del precedente metodo di calcolo per una lunga lista di radioisotopi richiederebbe un enorme impiego di tempo e comunque non fornirebbe una stima diretta delle possibili conseguenze off-site. Inoltre,

il calcolo del quantitativo di ogni radioisotopo non è richiesto per stimare le conseguenze off-site (dose). La norma, pertanto, implementa un insieme di alberi degli eventi che forniscono una stima diretta della frazione di rilascio complessiva dei gas nobili e non nobili oltre che una stima diretta della dose all'intero del corpo ed alla tiroide ad 1,61 km di distanza. A titolo di esempio, si riporta l'albero degli eventi relativo al percorso di rilascio tramite Drywell per un BWR con fusione del nocciolo:

dry well conditions	hold up time in dry well	dry well leak rate	release fraction non nobles not filtered	release fraction noble gas	whole-body dose (rem) at 1 mile not filtered	thyroid dose (rem) at 1 mile not filtered	release fraction non-nobles filtered	whole-body dose (rem) at 1 mile filtered	thyroid dose (rem) at 1 mile filtered
sprays off	1.5 hour	100%/hour	4.00E-01	1.00E+00	2.08E+03	2.00E+05	****	****	****
		100%/hour	4.00E-02	1.00E+00	2.20E+02	2.00E+04	****	****	****
	2-12 hours	100%/day	1.60E-03	4.00E-02	8.80E+00	8.00E+02	1.60E-05	8.80E-01	8.00E+00
		design leak rate	8.00E-06	2.00E-04	4.40E-02	4.00E+00	8.00E-08	4.40E-03	4.00E-02
MELT RELEASE FROM CORE	1.5 hour	100%/hour	1.00E-02	1.00E+00	5.70E+01	5.00E+03	****	****	****
		100%/day	4.00E-04	4.00E-02	2.28E+00	2.00E+02	4.00E-06	3.00E-01	2.00E+00
	24 hours	design leak rate	2.00E-06	2.00E-04	1.14E-02	1.00E+00	2.00E-08	1.50E-03	1.00E-02
		100%/hour	3.00E-02	1.00E+00	2.30E+02	1.50E+04	****	****	****
sprays on	1.5 hour	100%/hour	2.00E-02	1.00E+00	1.20E+02	1.00E+04	****	****	****
		100%/day	8.00E-04	4.00E-02	4.80E+00	4.00E+02	8.00E-06	8.40E-01	4.00E+00
	2-12 hours	design leak rate	4.00E-06	2.00E-04	2.40E-02	2.00E+00	4.00E-08	4.20E-03	2.00E-02
		100%/hour	2.00E-03	1.00E+00	1.70E+01	1.00E+03	****	****	****
24 hours	100%/day	8.00E-05	4.00E-02	6.80E-01	4.00E+01	8.00E-07	2.84E-01	4.00E-01	
	design leak rate	4.00E-07	2.00E-04	3.40E-03	2.00E-01	4.00E-09	1.42E-03	2.00E-03	

Figura 5: contenimento BWR, rilascio dal D/W, albero degli eventi per un rilascio da fusione del nocciolo

4.5 Stima delle incertezze

Le incertezze riguardano primariamente le assunzioni fatte per la valutazione del ST. La frazione di rilascio iniziale dal nocciolo è stata assunta pari a quella di un reattore di riferimento con un burn-up simile a quello dei reattori dello studio, ma con una storia operativa completamente differente. Tutte le frazioni dei prodotti di fissioni sono basate su dati sperimentali limitati e spesso corrispondono ad una singola temperatura. Il trasporto e la deposizione dei prodotti di fissione sono anche influenzati da pressione, viscosità, densità, dimensione dei fori, fusione del materiale e punto d'ebollizione, capacità termica, flusso, tempo, area superficiale, volumi, disponibilità e tipo di sistemi presenti. La norma stima che i codici utilizzati per la valutazione del ST hanno un'incertezza che varia *tra un fattore 100 e 1000* in dipendenza della sequenza incidentale utilizzata. Poiché tali range d'incertezza si riferiscono ad un incidente per il quale sono note tutte le condizioni incidentali, l'incertezza sul ST durante una reale sequenza incidentale sarà molto più grande. La più grande fonte d'incertezza durante un incidente severo è la velocità di fuga dal contenimento, che potrebbe variare anche di 10^7 . Tutti gli altri effetti sono nel range d'incertezza da 10^2 a 10^3 .

5. NUREG 1150 - (1990)

La norma rappresenta un aggiornamento del PRA esposto nel WASH-1400 utilizzando le tecnologie sviluppate negli anni 1980. Essa fornisce una stima del rischio per 5 impianti nucleari commerciali di differente progetto. Gli obiettivi raggiunti furono:

- Fornire una valutazione aggiornata del rischio d'incidenti severi per cinque impianti nucleari di potenza con differente progetto;
- Riassumere i risultati raggiunti nel realizzare questo tipo di analisi;
- Fornire un set di modelli di PRA e di risultati che possano supportare la ricerca e la potenziale emissione di nuove regole di sicurezza.

5.1 Introduzione

La NUREG-1150 è un'analisi del rischio di incidenti severi in cinque specifici impianti nucleari di potenza commerciali americani. Tale analisi fu ottenuta utilizzando la tecnica di analisi probabilistica del rischio e le informazioni disponibili a metà degli anni '80 sulla fenomenologia degli incidenti severi con significativi aggiornamenti in alcune aree. L'analisi degli impianti riflette il progetto e le informazioni operative così come disponibili in Marzo 1988.

La norma fornisce informazioni di PRA qualitative e quantitative rispetto a importanti sequenze incidentali ed un metodo per investigare dove sarebbero necessari miglioramenti di sicurezza, il costo di possibili modificazioni d'impianto, l'importanza di leggi generiche di sicurezza e la sensibilità all'aumento del rischio. Essa è anche una stima del rischio per i cinque impianti nucleari studiati attraverso l'utilizzo di un set di PRA con tutte le limitazioni connesse a questo tipo di studio. Tali limitazioni si riferiscono alla misura quantitativa di alcuni tipi di azioni umane (errori di esecuzione, azioni di recupero eroiche), variazioni nell'organizzazione/gestione della commissione di sicurezza, velocità di fallimento delle apparecchiature; rischi di sabotaggio; e una incompleta comprensione della progressione fisica e delle conseguenze degli incidenti di danneggiamento del nocciolo.

Le cinque analisi di rischio riportate nella NUREG-1150 includono l'analisi della frequenza degli incidenti severi, la performance del contenimento e altri sistemi di mitigazione e le conseguenze off-site di tali incidenti. Nella valutazione della frequenza degli incidenti, gli eventi iniziano con i reattori a piena potenza. Per due impianti sono stati considerati come eventi iniziali sia quelli "interni" (fallimenti casuali delle apparecchiature, errori degli operatori) che quelli "esterni" (ad es. terremoto, incendio). Per i restanti tre impianti, sono stati studiati solo gli eventi interni. I cinque impianti commerciali nucleari di potenza studiati in tale rapporto sono:

1. Unità 1 della stazione di potenza Surry, un progetto Westinghouse a tre loop con la struttura del contenimento in depressione atmosferica localizzato in Virginia vicino Williamsburg;
2. Unità 1 dell'impianto nucleare Zion, un progetto Westinghouse a quattro loop con la struttura del contenimento contenente un condensatore a ghiaccio localizzato in Illinois vicino Chicago;
3. Unità 1 dell'impianto di potenza Sequoyah, un progetto Westinghouse a 4 loop in un contenimento con condensatore del ghiaccio, localizzato in Tennessee, vicino Chattanooga.
4. Unità 2 della stazione di potenza atomica Peach Bottom, un BWR-4 progetto General Electric con contenimento Mark I, localizzato in Pennsylvania, vicino Lancaster;
5. Unità 1 della stazione di potenza Grand Gulf, un BWR-6 progetto General Electric con contenimento Mark II, localizzato in Mississippi vicino Vicksburg.

Gli eventi esterni analizzati includono la discussione della frequenza di danneggiamento del nocciolo e la performance del contenimento da incidenti provocati da eventi sismici.

5.2 Metodologia adottata

L'analisi probabilistica del rischio (PRA) condotta per ciascuno degli impianti sopra descritti si compone di cinque fasi: frequenza dell'incidente, progressione dell'incidente, trasporto del materiale radioattivo, conseguenze off-site ed analisi integrata del rischio. Per gli scopi di questo rapporto, nel prosieguo verrà presentata la sola fase concernente il trasporto del materiale radioattivo.

L'analisi del trasporto del materiale radioattivo riguarda il trasporto del materiale radioattivo dal combustibile al sistema di raffreddamento, e dal contenimento ad altre strutture ed infine in ambiente. Si tratta di determinare il termine sorgente, ossia la frazione d'inventario di nocciolo rilasciato nel tempo in ambiente. In ogni zona sono stati tenuti in conto i processi di rimozione e ritenzione dei radionuclidi per processi naturali, quali la deposizione su superfici, e per sistemi ingegneristici, quali gli spray.

Gli step principali di tale analisi sono stati:

1. Sviluppare modelli parametrici per il trasporto dei materiali

Al momento della realizzazione della norma, nessun codice disponibile conteneva i modelli per tutti i processi fisici considerati importanti nell'analisi di rischio. Quindi si decise di calcolare il termine sorgente per ciascuno degli incidenti analizzati utilizzando un semplice algoritmo. Quest'ultimo prevedeva di descrivere il termine sorgente come il prodotto delle frazioni di rilascio e dei fattori di trasmissione ad ogni passo nella progressione dell'incidente per una varietà di percorsi di rilascio, una varietà di progressioni incidentali e per nove classi di radionuclidi. La frazione di rilascio ad ogni passo dell'incidente e per ogni percorso è stata determinata utilizzando diverse informazioni quali quelle provenienti dalle previsioni dei codici, dai dati sperimentali, ecc. Il set di codici utilizzati per calcolare il termine sorgente fu complessivamente denominato come "XSOR". Tali codici erano intrinsecamente parametrici e furono progettati per utilizzare come input i risultati o l'analisi di codici più dettagliati. I termini di rilascio furono divisi in due periodi di tempo, un rilascio a breve "early release" ed un rilascio ritardato "delayed release".

2. Analisi dettagliata del trasporto di materiale radioattivo per selezionate sequenze incidentali

Una volta definito l'algoritmo base del set di codici XSOR, si inserirono i parametri dei quali, i più importanti, furono costruiti nella forma di una distribuzione di probabilità. Tali distribuzioni sono state sviluppate sulla base dei calcoli ottenuti da STCP, CONTAIN, MELCOR, e altri dati sperimentali e calcolati. Fatto ciò, fu possibile eseguire un'analisi dettagliata del trasporto per determinate sequenze incidentali.

3. Classificazione in gruppi del rilascio radioattivo

Il rilascio radiattivo fu classificato in base alla potenzialità di causare il cancro a breve o a lungo termine. Attraverso tale processo di suddivisione, l'enorme numero di rilasci radiattivi calcolati con i codici XSOR furono raggruppati in un piccolo set di gruppi di termine sorgente.

5.3 Risultati

Il risultato di tale parte di analisi del rischio è la stima della grandezza del rilascio radioattivo a cui è stato associato il contenuto energetico, il tempo, l'elevazione e la durata del rilascio per ognuno dei specifici gruppi di termine sorgente sviluppati nel processo di suddivisione sopra descritto. La grandezza del rilascio radioattivo fu riportata con le seguenti modalità:

- Distribuzione della grandezza del rilascio per ognuno dei nove gruppi isotopici per selezionate categoria di progressione incidentale.

Per selezionate sequenze incidentali, la distribuzione della grandezza del rilascio radioattivo – per ciascuno dei nove gruppi radioattivi – fu caratterizzata dalla media, dalla mediana, dal 5th percentile e dal 95th percentile. Un esempio di tale distribuzione viene mostrata nella Fig. 6.

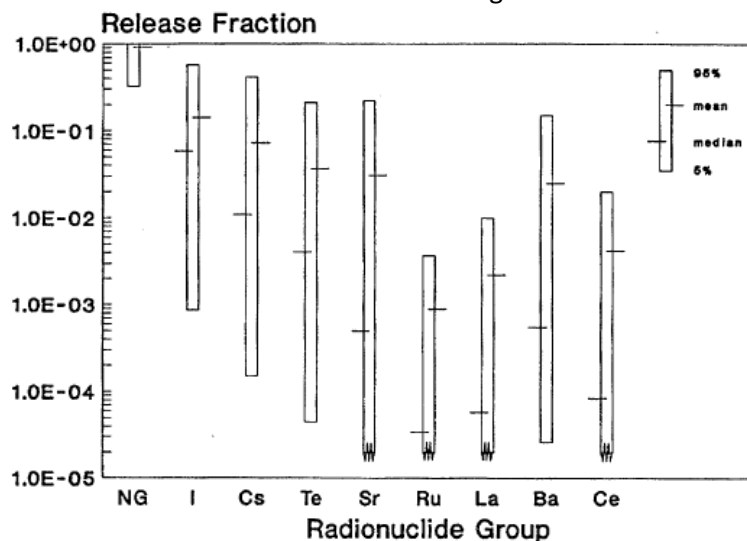


Figura 6: Rappresentazione di una distribuzione di rilascio radioattivo

Una distribuzione di questo tipo è stata realizzata con l'assunzione che tutti i termini sorgente stimati siano egualmente probabili e quindi non vi è stata la necessità di inglobare la frequenza dei singoli termini sorgente. Il ricalcolo di tali distribuzioni includendo considerazioni sulle frequenze non modificarono significativamente il risultato.

- Distribuzione di frequenza del rilascio radioattivo di iodio, cesio, stronzio e lantanio.

Si è rappresentata la frequenza assoluta (ossia la frequenza combinata di tutte le frequenze degli stati di danneggiamento dell'impianto e delle probabilità condizionate della progressione incidentale) della grandezza di rilascio del termine sorgente. I risultati sono stati presentati nella forma di funzione complementare di distribuzione cumulativa (CCDFs) della grandezza di iodio, cesio, stronzio e lantanio rilasciato (la scelta di questi quattro gruppi è dettata dall'esigenza di rappresentare lo spettro dei possibili gruppi chimici, dalle specie volatili a quelle non volatili). Tale rappresentazione fornisce informazioni sulla frequenza della grandezza del termine sorgente che eccede un valore specifico per ciascuno degli impianti analizzati. La figura 8 mostra un esempio di CCCDs per un gruppo chimico.

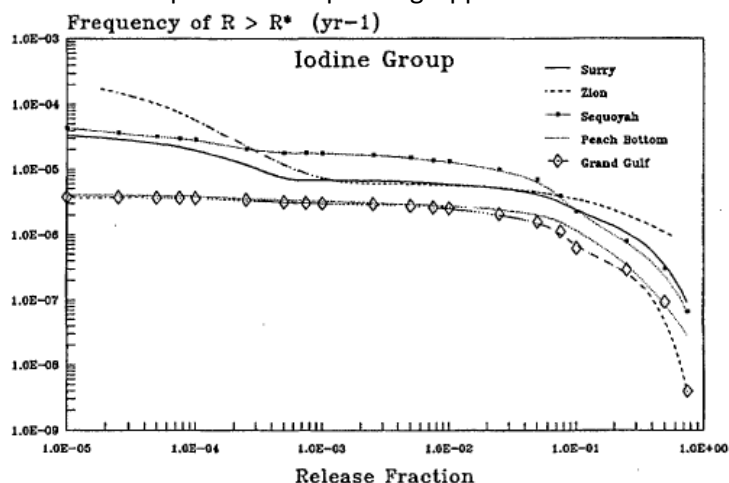


Figura 7: Rappresentazione della funzione di distribuzione cumulativa complementare del termine sorgente

Nel prosieguo, a titolo di esempio, si riportano i risultati ottenuti per due dei cinque impianti di potenza nucleare analizzati per la valutazione del termine sorgente.

Impianto Surry

In tale impianto, la frequenza assoluta di fallimento a breve del contenimento dovuto ad un incidente severo è piccola. Sebbene risulti essere anche piccola la frequenza assoluta del bypass dal contenimento, per un'iniziatore interno dell'incidente, essa è più grande della frequenza assoluta di fallimento a breve. Pertanto, le sequenze di bypass sono le più probabili per ottenere un elevato rilascio di radionuclidi in ambiente. La Fig. 9 illustra la distribuzione del termine sorgente associato con la progressione dell'incidente attraverso il bypass del contenimento.

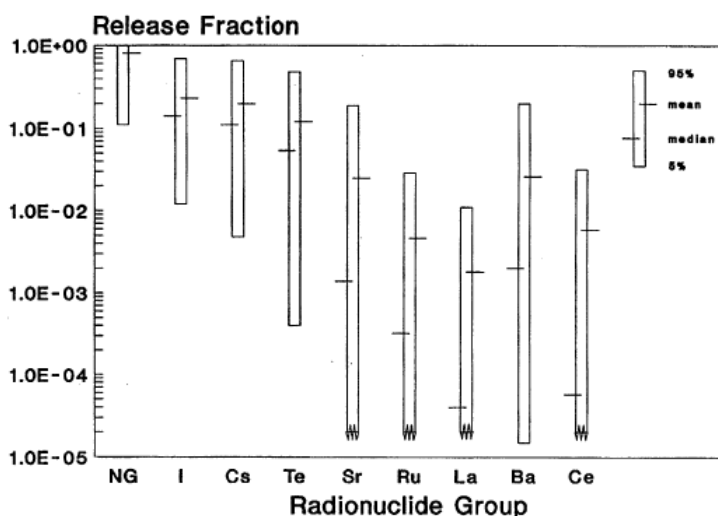


Figura 8: Surry - Distribuzione del termine sorgente per un bypass del contenimento

Il range della frazioni di rilascio risulta essere molto ampio primariamente a causa del range dei parametri forniti dagli esperti. Il fatto che la grandezza del rilascio per molti dei gruppi elementari sia ampia, è indicativo di un potenziale incidente severo. Tipicamente, i codici d'analisi delle conseguenze predicono solamente l'accadimento di conseguenze a breve off-site quando la frazione di rilascio dei gruppi volatili (iodio, cesio e tellurio) eccede approssimativamente del 10%. Per la progressione degli incidenti di bypass, il valore medio per i radionuclidi volatili è approssimativamente il 10%, mentre per il fallimento a breve del contenimento (non mostrato nella Fig. 8) i rilasci sono più bassi. La Fig. 9 fornisce il range del termine sorgente previsto per una progressione incidentale che coinvolge il fallimento ritardato del contenimento. La frazione di rilascio dei radionuclidi, fatta eccezione per lo iodio, è di diversi ordini di grandezza più piccola di quella ottenuta nella Fig. 8.

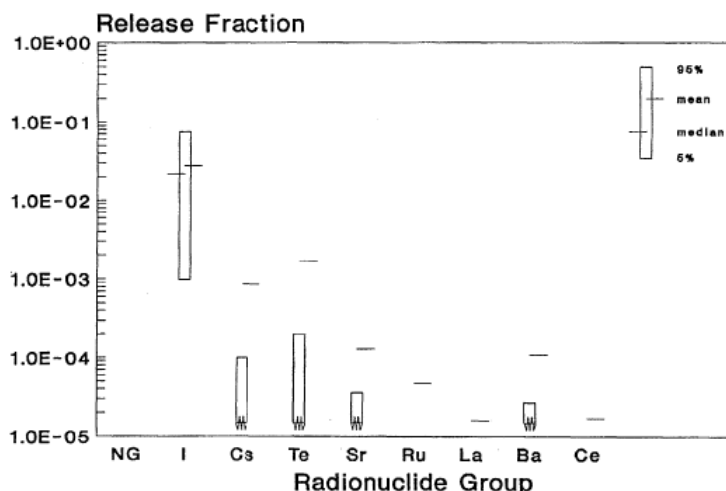


Figura 9: Surry - Distribuzione del termine sorgente per un fallimento ritardato del contenimento

Si noti come, per molti gruppi elementari, la media della distribuzione cade al di sopra del valore del 95th di percentile. Per distribuzioni che coprono un range di diversi ordini di grandezza, il campionamento dall'estrema coda della distribuzione può essere dominante e causare tali risultati.

Impianto Peach Bottom

L'incidente con rischio-dominante per tale tipo d'impianto è il fallimento del drywell a seguito dell'attraversamento del nocciolo fuso dal vessel. La Fig. 10 riporta il termine sorgente per una progressione incidentale con fallimento a breve nel quale, al momento del fallimento del vessel, il sistema di raffreddamento del reattore è in pressione (> 13 atm).

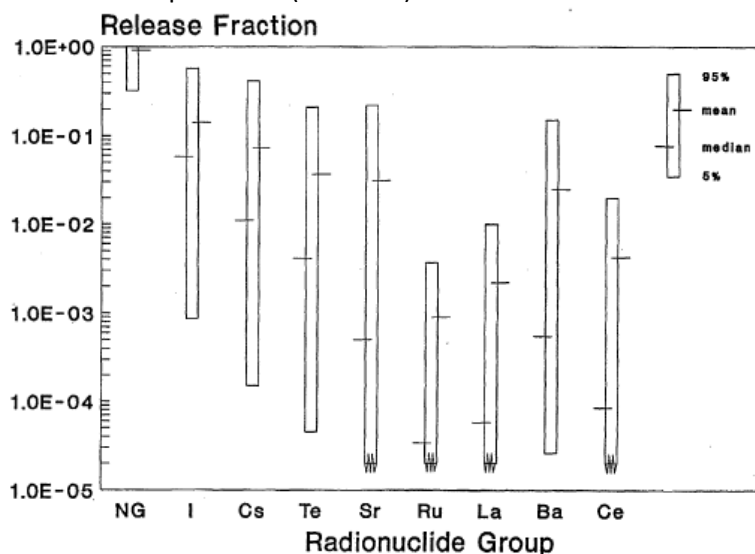


Figura 10: Peach Bottom - Distribuzione del termine sorgente per un fallimento a breve del drywell

Se confrontato con il rilascio dal bypass illustrato precedentemente, la frazione del nocciolo dei gruppi volatili (iodio, cesio e tellurio) rilasciata in ambiente risulta essere leggermente ridotta. Il rilascio dei radionuclidi, per la maggior parte delle sequenze incidentali, avviene attraverso la piscina di soppressione dove è possibile una sostanziale decontaminazione. Nelle sequenze dove risulta operativo il sistema spray del drywell, il rilascio "ex-vessel" riceverà un'ulteriore riduzione nel sistema reattore prima di essere rilasciato in ambiente. Comunque, anche se i fattori di decontaminazione di alcuni dei passaggi citati è piccolo, l'effetto globale è tale da far sì che la probabilità di un grosso rilascio sia piccola.

L'impianto di Peach Bottom dispone di procedure d'emergenza per le quali è possibile operare un venting del contenimento nella regione del wetwell per evitare fallimenti dovuti a sovrappressioni. La Fig. 11 riporta il termine sorgente per la categoria di sequenze incidentali in cui venga fatto un venting del contenimento senza che quest'ultimo subisca successivi fallimenti.

Il termine sorgente per il gruppo dei radionuclidi volatili risulta essere minore rispetto a quello presentato nella Fig. 10 riferito al fallimento a breve nel drywell. In entrambi i casi, lo scrubbing del rilascio in-vessel da parte della piscina di soppressione è la principale azione mitigatrice sul rilascio in ambiente. La frazione di rilascio dei radionuclidi meno volatili è minore di un fattore 1.5 per la progressione incidentale con venting. Vi sono due ragioni per le quali la differenza tra il rilascio in ambiente delle specie ex-vessel per i casi di venting e fallimento del drywell non sono più grandi. La capacità di decontaminazione della piscina di soppressione per il rilascio ex-vessel, è minore che per la fase in-vessel in cui passa attraverso la linea delle valvole di sicurezza. Pertanto, anche se nel caso di venting il rilascio ex-vessel passa attraverso la piscina, il fattore di decontaminazione può essere più piccolo. Il rilascio ex-vessel per la categoria di progressione incidentale con fallimento del drywell sarà sottoposto alla decontaminazione nel contenimento del reattore e possibilmente agli spray e al lavaggio dallo strato d'acqua presente

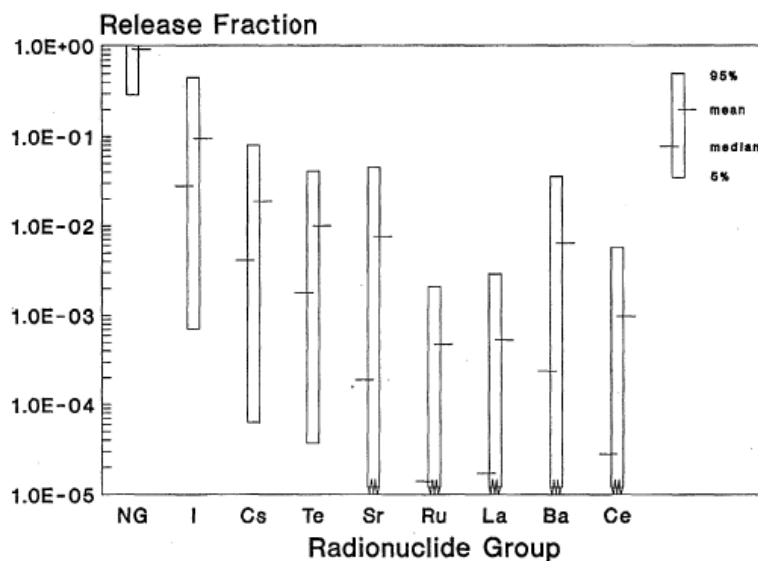


Figura 11: Peach Bottom - distribuzione del termine sorgente con venting nel contenimento

Nella Fig. 11 è particolarmente evidente il range d'incertezza nel rilascio del gruppo dei radionuclidi Bario e Stronzio. La differenza tra la media e la mediana è di circa due ordini di grandezza. Sebbene il rilascio può essere minore di un fattore tre rispetto al Tellurio, il valore medio risulta essere pari a quest'ultimo.

6. NUREG 1465 - (1995)

La norma ha come obiettivo primario la definizione di un termine sorgente revisionato per applicazioni regolatorie degli impianti LWR. L'intento fu di cogliere le novità rilevanti disponibili dalla ricerca sugli incidenti severi per quel che riguarda la fenomenologia di rilascio dei prodotti di fissione ed il comportamento al trasporto. Il termine sorgente revisionato venne espresso in termini di tempo e velocità di comparsa dei prodotti di fissione nel contenimento, di tipo e quantità di specie rilasciate e di altri importanti caratteristiche quali la forma chimica dello iodio. Tale approccio permette di ottenere una stima più realistica del quantitativo di FP che vengono rilasciati nel contenimento a seguito di un postulato incidente severo.

6.1 Introduzione

Negli ultimi 30 anni precedenti all'uscita di tale norma, la politica regolamentatoria dell' NRC prevedeva, per gli scopi di licensing degli impianti LWR, una valutazione di rilascio accidentale dei FP da una sostanziale fusione del nocciolo nel contenimento assumendo che quest'ultimo rimanga intatto, ma perda alla massima velocità di fuga possibile. Gli impianti sino ad allora licenziati prevedevano che le caratteristiche dei FP rilasciati dal nocciolo nel contenimento fossero quelle espresse nelle Guide Regolatorie 1.3 e 1.4 a sua volta derivate dal rapporto TID-14844 del 1962.

La composizione di tale rilascio consisteva nel *100% dei gas-nobili* contenuti nell'inventario di nocciolo e nel *50% degli iodio* (metà dei quali si assume vengano depositati molto velocemente sulle facce inferiori). Tali valori furono ampiamente basati su esperimenti condotti nei tardi anni '50 che consistevano nel riscaldamento di pellets di UO₂ irraggiate. Il rapporto TID-14844 include anche l'1% dei rimanenti prodotti di fissione solidi, ma questi ultimi sono stati eliminati dalle Guide Regolatorie 1.3 e 1.4. L'1% dei prodotti di fissione solidi vennero considerati in alcune campi come quello della qualificazione delle apparecchiature.

La stima del ST in condizioni incidentali severe divenne di grande interesse dopo l'incidente di TMI quando si osservò che solo un relativamente piccolo quantitativo di iodio venne rilasciato in ambiente rispetto al quantitativo previsto nei calcoli di licensing. L'NRC quindi decise, dal 1981, d'incrementare lo sforzo nella ricerca dal 1981 per ottenere una migliore comprensione del trasporto e del meccanismo di rilascio dei FP in un LWR. Tale attività di ricerca risultò nello sviluppo e nell'applicazione di un gruppo di codici computazionali noti come Source Term Code Package (STCP) per esaminare la progressione della fusione del nocciolo ed il rilascio dei prodotti di fissione ed il trasporto in un LWRs. La metodica STCP per la valutazione del ST da incidenti severi è stata presentata nella NUREG-1150, che fornisce un aggiornamento della valutazione di rischio per cinque impianti nucleari.

Utilizzando le analisi basate su STCP, sul codice MELCOR e sulla NUREG-1150, l'NRC sponsorizzò ulteriori studi che analizzassero la grandezza temporale e la durata di rilascio dei FP. Si portò anche avanti una valutazione della forma chimica dello iodio come verrebbe trovata all'interno del contenimento in caso di un incidente severo.

In contrasto col rilascio istantaneo postulato nelle Guide Regolamentatorie 1.3 ed 1.4, l'analisi della sequenza degli incidenti severi mostrò che, a parte la differenza nel progetto d'impianto e nella sequenza incidentale, tali rilasci possono essere generalmente categorizzati in termini di fasi fenomenologiche associate con il grado di fusione del nocciolo e la sua rilocazione, l'integrità del RPV, e, se applicabile, l'interazione col concrete sotto la cavità del reattore da parte del nocciolo fuso. Le fasi o progressione di un incidente severo in un LWR proposte vengono presentata nella Tab. 8.

Fasi di rilascio
Rilascio d'attività dal refrigerante
Rilascio d'attività dal gap
Rilascio "Early In-Vessel"
Rilascio "Ex-Vessel"
Rilascio "Late In-Vessel"

Tabella 8 Fasi di rilascio di un incidente severo

La prima fase consiste in un rilascio d'attività dal refrigerante associato ad una rottura o fuga dal sistema di refrigerazione del reattore (RCS). Assumendo che il refrigerante perso non venga sostituito dai sistemi di emergenza, il successivo fallimento del clad porterà ad una seconda fase di rilascio di attività collocata nel gap tra la pin di combustibile ed il cladding. Al progredire dell'incidente, la degradazione del combustibile risultante nella perdita della geometria e nella graduale fusione dello stesso comporta una terza fase dove potenzialmente tutti i gas nobili ed una significativa frazione dei nuclidi volatili – quali iodio e cesio – vengono rilasciati nel contenimento. Il quantitativo di nuclidi volatili rilasciati nel contenimento durante la fase "early in vessel" sono fortemente influenzati dal tempo di residenza del materiale radioattivo nel RCS durante la degradazione del nocciolo. Sequenze ad alta pressione risultano in lunghi tempi di residenza e significativa ritenzione di nuclidi volatili nel RCS, al contrario sequenze a bassa pressione risultano in tempi di permanenza relativamente brevi all'interno del RCS con un conseguente maggiore rilascio nel contenimento. Una quarta fase avviene in caso di fallimento del fondo del vessel del reattore. I detriti del nocciolo fuso rilasciati dal vessel interagiscono con i materiali strutturali del concrete della cavità sotto il reattore "fase ex-vessel". Il risultato di tale interazione è un rilascio di prodotti di fissione meno volatili il cui quantitativo dipende dal tipo di concrete con cui interagiscono i detriti di nocciolo fuso. In particolare, la decomposizione di concrete in calcare produce un maggior quantitativo di gas CO e CO₂ che si traduce in una maggiore diffusione dei nuclidi meno volatili, quali bario e stronzio, e di piccoli quantitativi di lantanidi nell'atmosfera del contenimento. Simultanemente e generalmente con una durata più lunga, vi è una quinta fase ("late in vessel") di rilascio nel contenimento di alcuni dei nuclidi più volatili che si sono depositati nel sistema di refrigerazione del reattore durante la fase in-vessel.

6.2 Obiettivi

La norma, con l'obiettivo di determinare il termine sorgente per scopi regolamentatori, esaminò un range di incidente severi per impianti LWR. La valutazione della sequenza incidentale è stata fatta in base al lavoro svolto a supporto della NUREG-1150. Tale lavoro è documentato nella NUREG/CR-5747 ed utilizza, insieme al codice MELCOR, il pacchetto di codici computazionali STCP. Le sequenze studiate progrediscono sino alla completa fusione del nocciolo coinvolgendo il fallimento del vessel e l'interazione core-concrete. Si sottolinea che le frazioni di rilascio presentate in questo rapporto sono intese come rappresentative o tipiche, piuttosto che conservative, di quelle associate con un incidente di fusione del nocciolo a bassa pressione fatta eccezione per l'iniziale emissione dei prodotti di fissione dal fuel che è stata scelta in maniera conservativa. Le frazioni di rilascio non sono rappresentative di tutte le possibili sequenze incidentali, nè rappresentano una sola sequenza, quindi vennero esaminate e riportate nel rapporto finale sia alte che basse frazioni di rilascio.

6.3 Determinazione del termine sorgente

La norma effettua una rivisitazione di tutte le sequenze incidentali identificate nella NUREG-1150 attraverso la realizzazione di alcuni calcoli con i codici STCP e con il codice MELCOR. Sono state considerate le sequenze incidentali dominanti particolarmente impattanti sul termine sorgente. La norma, rispetto al WASH-1400 e ai risultati delle analisi STCP, effettua anche un aggiornamento dell'inventario dei prodotti di fissione d'interesse radiologico raggruppando 31 elementi in 9 gruppi per come riportato nella Tab. 9.

Gruppo	Titolo	Elementi nel Gruppo
1	Gas Nobili	Xe, Kr
2	Alogeni	I, Br
3	Metalli Alcalini	Cs, Rb
4	Gruppo dei Telluri	Te, Sb, Se
5	Bario, Stronzio	Ba, Sr
6	Metalli Nobili	Ru, Rh, Pd, Mo, Tc, Co
7	Lantanidi	La, Zr, Nd, Eu, Nb, Pm Pr, Sm, Y, Cm, Am
8	Gruppo del Cerio	Ce, Pu, Np

Tabella 9: Gruppi di radionuclidi

Il termine sorgente proposto associato alle diverse fasi incidentali con i rispettivi tempi di durata viene riportato nelle Tab. 10 e 11 sia per i BWR che per i PWR:

	Rilascio dal Gap	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel
Durata [h]	0.5	1.5	3.0	10.0
Gas Nobili	0.05	0.95	0	0
Alogeni	0.05	0.25	0.30	0.01
Metalli Alcalini	0.05	0.20	0.35	0.01
Gruppo dei Telluri	0	0.05	0.25	0.005
Bario, Stronzio	0	0.02	0.1	0
Metalli Nobili	0	0.0025	0.0025	0
Gruppo del Cerio	0	0.0005	0.005	0
Lantanidi	0	0.0002	0.005	0

Tabella 10: BWR - Rilascio nel Contenimento

	Rilascio dal Gap	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel
Durata [h]	0.5	1.3	2.0	10.0
Gas Nobili	0.05	0.95	0	0
Alogeni	0.05	0.35	0.25	0.1
Metalli Alcalini	0.05	0.25	0.35	0.1
Gruppo dei Telluri	0	0.05	0.25	0.005
Bario, Stronzio	0	0.02	0.1	0
Metalli Nobili	0	0.0025	0.0025	0
Gruppo del Cerio	0	0.0005	0.005	0
Lantanidi	0	0.0002	0.005	0

Tabella 11: PWR - Rilascio nel Contenimento

I valori forniti nelle Tab. 10 e 11 sono riportati come frazioni dell'inventario di nocciolo; il rilascio dal gap deve essere considerato pari al 3% se il raffreddamento del combustibile viene mantenuto per un lungo periodo. Le informazioni contenute nelle tabelle precedenti provengono dalla semplificazione della documentazione del ST nella NUREG-1150 documentata nella NUREG/CR-5747. Si osservi come la velocità di rilascio dei FP nel contenimento viene assunta essere costante durante l'intervallo temporale considerato.

Si sottolinea come in base alla WASH-1400 l'inventario dei FP residenti nel gap tra il fuel ed il cladding non dovrebbe essere maggiore del 3% fatta eccezione per il Cesio che è stato stimato essere il 5%. D'altra parte, la NUREG/CR-4881, riportando un confronto delle più recenti stime e osservazioni, indica che il rilascio del gruppo di FP dominanti era generalmente al di sotto dei valori riportati nel WASH-1400. Comunque la frazione dei prodotti di fissione emessi durante la fase di rilascio dal gap può essere diverse in base al tipo d'incidente. Incidenti dove avviene il fallimento del combustibile possono essere raggruppati come segue:

1. Incidente in cui il raffreddamento a lungo termine del refrigerante viene mantenuto nonostante il fallimento del fuel. Esempi di tali situazioni sono i LOCA base di progetto con gli ECCS funzionanti e gli incidenti di gestione del combustibile spento. Per tali categorie incidentali, si considera (WASH-1400 e NUREG/CR-4881) che il fallimento del fuel comporti un immediato rilascio del 3% dei prodotti di fissione volatili (gas nobili, iodio e cesio) che sono nel gap tra la pin di combustibile e il cladding.
2. Incidenti dove non si mantiene nel tempo il raffreddamento del fuel e la geometria del nocciolo. Esempi sono la degradazione del nocciolo o incidenti di fusione del nocciolo stesso. La grandezza del rilascio è stata presa pari al 3% dei volatili (categoria 1) più un rilascio addizionale del 2% su tutta la durata della fase di rilascio del gap.
3. Incidenti dove il fallimento del combustibile risulta da un incidente d'inserzione di reattività (RIA), quale l'incidente di espulsione di una barra (PWR) o di caduta di una barra (BWR). Gli incidenti esaminati in tale norma non contengono informazioni su incidenti che inducono una variazione di reattività; pertanto, la frazione di rilascio dal gap presentata in Tab. 10 e Tab. 11 non può essere applicati ai rilasci di FP risultanti da incidenti di inserzione di reattività.

In riferimento al rilascio associato alla fase ex-vessel con interazione nocciolo-concrete, nonostante le tabelle si riferiscano ad un concrete calcareo, secondo la NUREG/CR-5747 vi sono solo leggere differenze nelle frazioni di rilascio tra un cemento calcareo ed uno basaltico. Ad ogni modo, il rilascio presentato per la fase ex-vessel è ipotizzato per una cavità in assenza di acqua sovrapposta ai detriti del nocciolo. In presenza d'acqua, lo scrubbing degli aerosol comporterà una riduzione dei FP entranti nell'atmosfera del contenimento.

6.4 Limitazioni dello studio

Il termine sorgente definito deriva dall'esame di un set di sequenze incidentali per i progetti degli LWR definiti al tempo dell'emissione della NUREG 1465. I risultati ottenuti, a causa della similarità nel tipo d'impianto e nei parametri del nocciolo, possono essere considerati applicabili anche ai progetti degli LWR evolutivi quali il General Electric Advanced Boiling Water Reactor (ABWR) ed il Combustion Engineering (CE) System 80+. Si sottolinea inoltre che il TS fornito in questo rapporto può essere generalmente applicabile a progetti di reattori con LWR con sistemi di sicurezza passivi, mentre non è considerato applicabile al progetto di reattori sostanzialmente differenti dagli LWR quali i reattori raffreddati a gas, quelli ad alta temperatura e quelli a metallo liquido. Studi contemporanei a tale rapporto riportano che i combustibili ad alto burn-up (>40 GWd/MTU) possono presentarsi con una struttura molto frammentata o in forma di polvere tale che il fallimento del cladding risulterebbe in una significativa frazione di rilascio dello stesso combustibile. Al contrario, il termine sorgente contenuto nella NUREG-1465 è basato sul comportamento del combustibile a bassi livelli di burn-up per il quale le pin di combustibile rimangono intatte al momento della rottura del cladding; il risultato è un rilascio dei soli prodotti di fissione gassosi residenti nel gap tra la fuel pellet ed il cladding. Si conclude, quindi, che il ST riportato nelle Tab. 10 e 11, con particolare riferimento all'attività del gap, non può essere applicato a combustibili irraggiati sino ad alti livelli di burn-up.

7. NUREG/BR-0150 – (1996)


La norma è un manuale tecnico per la stima delle possibili conseguenze di differenti tipologie di incidenti radiologici. Gli obiettivi che si prefigge sono:

- Prevenire effetti a breve (morti o feriti) con:
 - Azioni prima o subito dopo un rilascio rilevante (danneggiamento del nocciolo) da un reattore ad acqua leggera od un incidente a materiale nucleare;
 - Mantenere la dose acuta equivalente (dovuta sia all'esposizione interna che all'inalazione) sotto la soglia degli effetti a breve.
- Ridurre il rischio di effetti ritardati sulla salute (cancro e modificazioni genetiche) implementando azioni protettive in accordo con l'agenzia di protezione ambientale degli Stati Uniti (EPA).
 - Guide all'Azione Protettiva nella fase a breve;
 - Guide all'Azione Protettiva nella fase intermedia.

Ogni valutazione realizzata fu conservativa nel senso che i risultati tendevano a sovrastimare la dose o comportavano azioni con rischi minori di quelli raccomandati nelle guide regolamentatorie. Nel prosieguo si presentano, a titolo di esempio, le azioni fondamentali che la norma suggerisce di intraprendere in caso di incidente severo (danneggiamento del nocciolo) in un LWR.

7.1 Valutazione degli incidenti in un LWR

La norma sottolinea come il più grande rischio che coinvolge un impianto LWR è il danneggiamento del nocciolo con rilascio immediato di attività (entro le 24 h). L'azione protettiva più efficace è l'evacuazione, prima o immediatamente dopo il rilascio, delle zone adiacenti all'impianto (3-8 km). Tale azione protettiva dovrebbe essere intrapresa sulla base delle condizioni del nocciolo e non sullo stato del contenimento poiché, il fallimento dello stesso (leakage), è imprevedibile sotto condizioni di danneggiamento severo del nocciolo.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP1 – 034	0	L	31	42

La strategia delle azioni fondamentali da intraprendere in caso di incidente severo, viene divisa in tre periodi di tempo:

1. Azioni immediate

In caso di un reale o previsto danneggiamento severo del nocciolo raccomanda di eseguire le azioni protettive vicino al sito. L'obiettivo è eseguire tali azioni prima o appena dopo l'inizio del rilascio.

2. Durante il passaggio della nube radioattiva

Le azioni protettive vanno regolate in base alle condizioni d'impianto e ai risultati del monitoraggio della nube radioattiva. Stimare la dose inalata dalla popolazione e dai lavoratori esposti all'emergenza utilizzando il rateo di dose e la dose da inalazione. Si osserva che la dose alla tiroide da inalazione può essere un centinaio di volte più alta di quella da esposizione esterna

3. Dopo il passaggio della nube radioattiva

Localizzare ed evacuare le aree con un'alta deposizione di rateo di dose [>5 mSv/h (effetti a breve sulla salute) e > 0.1 mSv/h (evacuazione secondo la Guida alle Azioni Protettive dell'Agenzia di Protezione Ambientale Americana)]. La principale sorgente di dose sia nella fase a breve che nel tempo sarà il materiale depositato sul suolo dopo il passaggio della nube.

Localizzare le aree dove il rateo di dose depositato risulta essere in eccesso rispetto al trasferimento nella fase intermedia previsto dalla GAP e trasferite la popolazione in altre aree.

Identificare le aree, sulla base della velocità di esposizione e della concentrazione di isotopi, dove l'ingestione può essere un problema. Confermare che l'ingestione è preoccupante sulla base del risultato dell'analisi del cibo, dell'acqua e del latte condotte nelle aree sospette.

Per gli scopi di questo rapporto, si analizza la sezione della norma che riguarda la stima delle conseguenze off-site basate sulla stato del nocciolo del reattore e sulle condizioni del percorso di rilascio.

7.2 Determinazione della dose rilasciata off-site

La norma presenta un metodo di valutazione delle conseguente off-site in base allo stato del nocciolo del reattore e al possibile percorso di rilascio. Esso, utilizzando una serie di alberi degli eventi che contengono una stima precalcolata di dose, permette di determinazione le conseguenze off-site (dose) in caso d'incidente in un reattore nucleare senza la conoscenza preliminare del termine sorgente. I calcoli considerano solamente l'impianto, il rilascio e le condizioni atmosferiche che hanno un impatto maggiore di un fattore 10 sulla dose. Per la determinazione del termine sorgente dell'i-esimo nuclide, la norma ripropone la metodica già implementata nella NUREG-1228 prevedendo, al contempo, un aggiornamento delle tabelle di valutazione dei coefficienti che concorrono a determinare quantitativamente il termine sorgente. A seguire, si descrive il dettaglio del metodo utilizzato per il calcolo della dose e si riportano le tabelle aggiornate dei coefficienti per la valutazione del termine sorgente.

Passo 1

Identificare il potenziale percorso di rilascio incidentale. A titolo di esempio, si riporta la Fig. 12 che rappresenta i possibili percorsi di rilascio di un PWR con contenimento a secco:

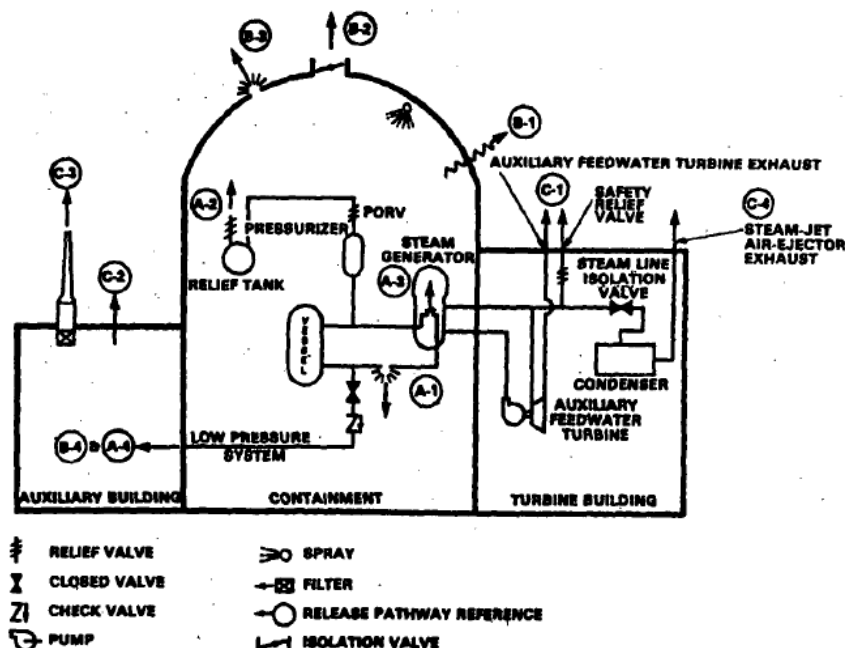


Figura 12: Percorsi di rilascio in un PWR

A Sistema di refrigerazione: A-1 rottura e fuga, A-2 Valvole di sicurezza (POR), A-3 rottura tubo generatore di vapore, A-4 Bypass del contenimento (failure into low pressure steam).

B Contenimento: B-1 leakage di progetto, B-2 fallimento della valvola di isolamento di sicurezza, B-3 Rottura catastrofica del contenimento (>1 ft²), B-4 Bypass del contenimento.

C Altro: C-1 scarico dal lato secondario della turbina ausiliaria o dalla valvola di sicurezza, C-2 leakage dalla struttura ausiliaria non filtrato, C-3 leakage dalla struttura ausiliaria filtrato, C-4 scarico dall'eiettore a jet ad aria della corrente di vapore condensata.

Passo 2

Utilizzare l'albero degli eventi che si riferisce allo specifico percorso di rilascio selezionato e alle specifiche condizioni d'impianto. Selezionare lo specifico tipo di rilascio ed utilizzare l'appropriato albero degli eventi attraverso la scelta delle appropriate condizioni d'impianto determinando così la dose progettata. A titolo di esempio, in Fig. 13 si riporta l'albero degli eventi di un PWR per un rilascio da un contenimento secco o sottoatmosferico nel caso di un fusione del nocciolo nel vessel.

Passo 3

Scalare i valori di dose trovata alla reale potenza del reattore.

Passo 4

Modificare i valori di dose trovata alla reale durata del rilascio moltiplicando la dose per la durata del rilascio in ore. (Non assumendo più di un'ora di rilascio per il caso di rilascio di 100%/h).

Passo 5

Se il reattore non è stato operativo per uno o più giorni, utilizzare gli appropriati fattori di correzione (vedere Fig. C-20, C-21, C-22 della norma).

Passo 6

Stimare la dose ad altre distanze e modificare la dose in caso di pioggia o se l'altezza è elevata. Le dosi a 1, 2, 5, 10 e 25 miglia per diverse condizioni ambientali possono essere stimate con il Metodo F.5 descritto nella norma.

Passo 7

Dalla valutazione della dose è, in teoria, possibile risalire all'attività quale espressione del termine sorgente rilasciato.

Core Condition	Containment			Dose ^a at 1 mile (rem)	
	Condition	Holdup time	Leak rate	TABD	Thyroid
in-vessel core melt (uncovered > 30 min)	spray off	≤ 1 h	100%/h	2E+03	9E+04
		2-12 h	100%/h	6E+02	4E+04
			100%/day	2E+01	2E+03
			design rate	2E-02	2E+00
		> 12 h	100%/h	4E+01	3E+03
			100%/day	2E+00	1E+02
	design rate		2E-03	1E-01	
	spray on	≤ 1 h	100%/h	3E+02	3E+03
		2-12 h	100%/h	1E+02	2E+03
			100%/day	4E+00	9E+01
			design rate	4E-03	9E-02
		> 12 h	100%/h	2E+01	9E+02
100%/day			8E-01	4E+01	
design rate	<1E-03		4E-02		

Figura 13 - Dose per un rilascio da contenimento secco o sottoatmosferico di PWR con nocciolo fuso nel vessel

TABD è la massima dose totale acuta al midollo osseo, assumendo condizioni temporali medie, un ora di rilascio e assenza di riparo o protezione. Thyroid è la dose alla tiroide.

A seguire, si riportano le tabelle adottate dalla norma per la stima del termine sorgente dell'i-esimo nuclide quali: l'inventario dei prodotti di fissione (FP), la frazione di rilascio dal nocciolo (FRN), i fattori di riduzione (FDR) e le frazioni di fuga (FF).

Tabella 12: Inventario dei prodotti di fissione e di attivazione in un nocciolo LWR a circa 30 min dallo SCRAM

Prodotti di fissione	Inventario [Ci/MWe]	Prodotti di fissione	Inventario [Ci/MWe]
Kr-85	560	I-132	120000
Kr-85m	24000	I-133	170000
Kr-87	47000	I-134	190000
Kr-88	68000	I-135	150000
Rb-89	26	Xe-131m	1000
Sr-89	94000	Xe-133	170000
Sr-90	3700	Xe-133m	6000
Sr-91	110000	Xe-135	34000
Y-90	3900	Xe-138	170000
Y-91	120000	Cs-134	7500
Zr-95	150000	Cs-136	3000

Zr-97	150000	Cs-137	4700
Nb-95	150000	Ba-140	160000
Mo-99	160000	La-140	160000
Tc-99m	140000	Ce-141	150000
Ru-103	110000	Ce-143	130000
Ru-105	72000	Ce-144	85000
Ru-106	25000	Pr-143	130000
Rh-105	49000	Nd-137	60000
Te-127m	1100	Np-239	1600000
Te-129	31000	Pu-238	57
Te-129m	5300	Pu-239	21
Te-131m	13000	Pu-240	21
Te-132	120000	Pu-241	3400
Sb-127	6100	Am-241	1.7
Sb-129	33000	Cm-242	500
I-131	85000	Cm-244	23

Fonte: WASH-1400, Tabella VI-3-1

Tabella 13: Frazione di rilascio dal nocciolo (FRN)

Condizioni del nocciolo	Temperatura del cladding	Prodotti di fissione	Frazione di rilascio dal combustibile
Leakage nominale dalla fuel pin	315 °C	Tab.C-2, C-3	Refrigerante in condizioni normali ^a
Spike come risultato di uno shutdown o una depressurizzazione	315°C		100 x refrigerante in condizioni normali ^b
Rilascio dal gap (fallimento cladding, scoprimiento del nocciolo 15-30 min)	700 - 1150 °C	X, Kr	0.05
		I, Br	0.05
		Cs	0.05
Danneggiamento severo del nocciolo in-vessel (scoprimiento del nocciolo >30min)	>1650 °C	Xe, Kr	0.95
		I, Br	0.35
		Cs	0.25
		Te, Sb, Se	0.15
		Ba	0.04
		Sr	0.03
		Ce, Np, Pu	0.01
		Ru, Mo, Tc, Rh, Pd	0.008
La, Y, Pm, Zr, Nd, Eu, Nb, Pr, Sm	0.002		
Danneggiamento severo del nocciolo in-vessel (scoprimiento del nocciolo >30min) ^c	>1650 °C	Xe, Kr	0.95
		I, Br	0.64
		Cs	0.64
		Te, Sb, Se	0.44
		Ba	0.14

Sr	0.15
Ce, Np, Pu	0.03
Ru, Mo, Tc, Rh, Pd	0.012
La, Y, Pm, Zr, Nd, Eu, Nb, Pr, Sm	0.017


Fonte: NUREG-1465, Tabella 3.12

a: si assume la concentrazione del refrigerante, il nocciolo rimane coperto. La concentrazione nominale è basata sulla ANSI/ANS-18:1, 1984. b: spike assume che tutte le concentrazioni dei nuclidi non-nobili siano 100 volte maggiori del normale c: si assume che il nocciolo fuso attraversi il vessel prima dell'inizio del rilascio

Tabella 14: Fattori di riduzione (FR)

Meccanismo di rilascio	Fattore di Riduzione
<u>Filtri del sistema di trattamento dei gas d'emergenza (SGTSF):</u>	
Flusso a bassa pressione - secco	0.01
Flusso a bassa pressione - umido	1.00
<u>Altri filtri</u>	
Flusso a bassa pressione - secco	0.01
Flusso a bassa pressione - umido	1.00
<u>Lavaggio della piscina di soppressione:</u>	
Flusso lento in stazionario (calore di decadimento)	
Piscina sottoraffreddata	0.01
Piscina satura	0.05
Bypass della piscina	1.00
<u>Rimozione degli aerosol e particolati sospesi:</u>	
Processi naturali (no spray)	
Tempo di permanenza < 1 ora	0.75 ^a
Tempo di permanenza 2-12 ore	0.36 ^a
Tempo di permanenza 24 ore	0.03 ^a
<u>Spray on</u>	
Tempo di permanenza < 1 ora	0.03
Tempo di permanenza 2-12 ore	0.02
Tempo di permanenza 24 ore	0.01
<u>Ice condenser</u>	
Un solo passaggio (senza ricircolo)	0.50
Ricircolo continuo attraverso il condensatore (un'ora o più)	0.25
Letto di ghiaccio esautato prima del danneggiamento del nocciolo	1.00
<u>Ritenzione del sistema primario (plateout)</u>	
Solo incidenti di bypass	0.20 ^a
<u>Partizionamento del generatore di vapore (rilascio di liquido dal RCS)</u>	
Partizionato	0.02
Non partizionato	0.50
Espulsione d'aria	0.02 ^a

Fonte: NUREG-1228, eccetto che per i valori con apice a

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP1 – 034	0	L	36	42

I valori contrassegnati con l'apice a sono stati modificati per essere rappresentativi della NUREG-1150.

Tabella 15: Frazione di fuga (FF)

Percorso di rilascio	Frazione di rilascio ^a
<u>Fallimento/leakage dal contenimento primario</u>	
Tipici leakage di progetto:	
PWR - large dry (0.1%/g)	4
PWR - subatmospheric (0.1%/g)	4
PWR - ice condenser (0.25%/g)	1
BWRs (0.5%/g)	2
Fallimento dell'isolamento (100%/g):	
Fallimento della valvola di sicurezza	0.04
Fallimenti catastrofici:	
Rilascio a puff di un ora	1.00
<u>Rottura del tubo del generatore di vapore</u>	
Un tubo a piena pressione (fuga di refriger. 500 gal/min)	0.35
Un tubo a bassa pressione (fuga di refriger. 50 gal/min)	0.03

Fonte: NUREG-1228, p. 4-37

In cui la frazione di rilascio indica la frazione del volume del contenimento o dell'inventario del sistema di refrigerante primario rilasciato in un ora.

8. NUREG-1935 – SOARCA – (2012)

La norma descrive lo stato dell'arte del NRC, sulla valutazione realistica della progressione incidentale, del rilascio radiologico e delle conseguenze off-site di importanti sequenze incidentali severe. L'obiettivo globale del progetto sullo stato dell'arte dell'analisi delle conseguenze ad un reattore (SOARCA) fu quello di sviluppare un insieme di conoscenze sui risultati realistici ottenibili per gli incidenti severi nei reattori nucleari di potenza. Gli obiettivi ottenuti sono stati:

- Includere i cambiamenti significativi avvenuti negli impianti nucleari di potenza (ad es. miglioramento dei sistemi, procedure di addestramento ed emergenze, risposta all'emergenza off-site, aumenti di potenza d'esercizio, aumento del burn-up del nocciolo) non inclusi nelle precedenti valutazioni di rischio;
- Includere lo stato dell'arte dei modelli integrali del comportamento degli incidenti severi, che utilizzano diversi decenni di ricerca nella fenomenologia degli incidenti severi e negli effetti sulla salute delle radiazioni;
- Valutare il potenziale beneficio dei recenti miglioramenti delle mitigazioni legate alla sicurezza nel prevenire il danneggiamento del nocciolo e nella riduzione o ritardo di un rilascio off-site;

- Aggiornare quantitativamente le conseguenze off-site presenti nelle precedenti pubblicazioni NRC quale la NUREG/CR-2239.

I risultati del progetto SOARCA hanno fornito un aggiornamento dei probabili risultati degli incidenti severi ai siti nucleari di Peach Bottom e Surry, basati sui più aggiornati strumenti di preparazione alle emergenze e capacità d'impianto disponibili al tempo della realizzazione del rapporto.

8.1 Metodologia

L'approccio è stato quello di utilizzare l'insieme dei modelli dettagliati di progressione di incidenti severi incorporati nel codice MELCOR accoppiati ad un modello di conseguenze off-site implementato nel sistema di codici di conseguenze incidentali MELCOR (MACCS2). La selezione degli eventi per effettuare l'analisi è stata fatta sia sulla base delle informazioni disponibili sia delle valutazioni probabilistiche di rischio sia dalla ricerca sul comportamento incidentale e sui principali modi di fallimento. La Fig. 14 illustra i processi di analisi condotti dal SOARCA con particolare riferimento ai quattro principali elementi (selezione dello scenario, analisi delle misure di mitigazione, progressione incidentale, termine sorgente).

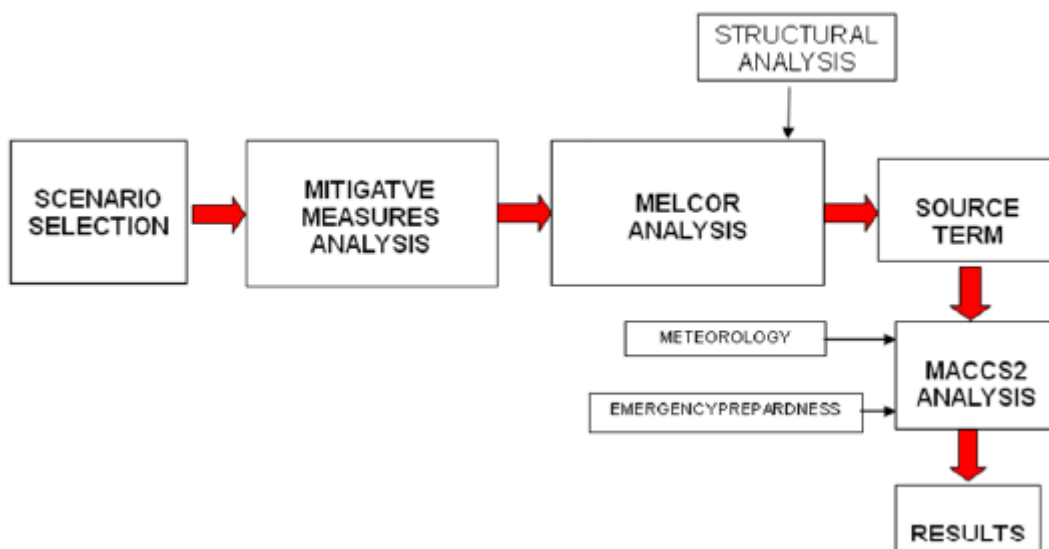


Figura 14: processi di analisi del SOARCA

Selezione degli scenari

L'obiettivo di voler dimostrare l'applicabilità del metodo agli incidenti severi comportò la necessità di dover selezionare quelle sequenze incidentali che comportassero una rilevanza dal punto di vista probabilistico e delle potenziali conseguenze off-site.

La mancanza di un PRA di terzo livello che potesse fornire tali sequenze incidentali e la presenza di una moltitudine d'informazioni da PRA di primo livello sulla frequenza di danneggiamento del nocciolo (FDN), portò gli analisti ad utilizzare la FDN come criterio di rischio surrogato. Si scelse, quindi, di analizzare le sequenze incidentali con le seguenti caratteristiche:

- FDN maggiore di 10^{-6} reattore-anno;
- FDN maggiore di 10^{-7} reattore-anno con una potenzialità nota di elevate conseguenze off-site (ad es. scenario di bypass o fallimento a breve del contenimento).

Il team del SOARCA scelse, per l'impianto Surry e di Peach Bottom alcuni scenari incidentali. Si riporta, a titolo di esempio, il sommario degli scenari incidentali interni ed esterni per l'impianto Surry.

1. Evento iniziale: rottura spontanea di un tubo del generatore di vapore (SGTR). Frequenza rappresentativa di danneggiamento del nocciolo (FDN): 5×10^{-7} reattore-anno. Sommario dello scenario: riferirsi a NUREG-1935 pag.20;
2. Evento iniziale: ISLOCA (perdita di refrigerante nei sistemi di interfacciamento) nella testa bassa del sistema di iniezione di sicurezza. Frequenza rappresentativa di FDN: 3×10^{-8} reattore-anno;
3. Evento iniziale: terremoto con conseguente station blackout permanente dell'impianto (LTSBO). Frequenza rappresentativa: da 1×10^{-5} a 2×10^{-5} reattore-anno. Sommario dello scenario: riferirsi alla norma pag. 22.
4. Evento iniziale: terremoto con conseguente LTSBO. Frequenza rappresentativa: da 1×10^{-6} a 2×10^{-6} reattore-anno. Sommario dello scenario: riferirsi alla norma a pag.22.

Analisi delle misure di mitigazione

Il progetto SOARCA si pose l'obiettivo di determinare l'impatto delle misure mitigative [ad es. procedure operative d'emergenza, linee guida di gestione degli incidenti severi, azione degli operatori d'impianto, e il titolo 10 del codice di regolamentazione federale (10 CFR 50.54 hh)] su un incidente severo.

Il non aver effettuato una tradizionale valutazione d'affidabilità umana, non permise di quantificare la probabilità di successo del personale dell'impianto nell'effettuare azioni di mitigazione. Pertanto, ogni scenario fu analizzato doppiamente: un caso "non-mitigato" in cui si assunse che non erano disponibili azioni di mitigazione; ed un caso "mitigato" in cui le apparecchiature di mitigazione fossero disponibili e funzionanti e gli operatori effettuassero con successo le azioni di mitigazione. Il rapporto non determina, per ogni scenario, la probabilità dei casi mitigati e non mitigati

Analisi col codice MELCOR

Il codice MELCOR, codice computazionale a livello-ingegneristico, ha, come suo obiettivo prioritario, la modellazione della progressione incidentale per un LWR. L'uso del codice include la stima del termine sorgente e la sua sensibilità ed incertezza in diverse applicazioni. MELCOR è un codice modulare che comprende tre tipi sezioni: fenomeni fisici di base (ad es. idrodinamica, trasferimento di materia e calore alle strutture, combustione dei gas, fisica degli aerosol e dei vapori), fenomeni specifici dei reattori (ad es. generazione del calore di decadimento, degradazione del nocciolo, fenomeni ex-vessel, spray, sistemi di sicurezza ingegneristici) e funzioni di supporto (termodinamica, equazioni di stato, proprietà dei materiali, utilità di gestione dei dati e solutori di equazioni). Essendo un codice pienamente integrato, modella tutti i maggiori sistemi dell'impianto reattore e le loro fondamentali interazioni d'accoppiamento. I modelli MELCOR esistenti per gli impianti Surry e Peach Bottom sono stati aggiornati allo stato dell'arte della pratica modellistica esistente al tempo della realizzazione della norma ed all'ultima versione allora disponibile del codice (VERS. 1.8.6). Per ulteriori dettagli sulla modellizzazione utilizzata vedasi NUREG-1935 pag. 38-45.

Termine Sorgente

La valutazione del termine sorgente per ciascuno degli scenari scelti fu effettuato utilizzando la sequenza MELMACCS, che legge un file plot di MELCOR ed estrae le informazioni utili per la definizione del termine sorgente per MACCS2. In MELMACCS si scelse di voler determinare in output il valore della serie standard dei gruppi di prodotti di fissione (xeno, cesio, bario, iodio, tellurio, molibdeno, cerio e lantanio). La stima dell'inventario dei prodotti di fissione per l'impianto di Peach Bottom fu realizzato effettuando un calcolo col codice ORIGEN sino ad un burn-up medio di ciclo pari a 49 MWd/kg; per l'impianto Surry si utilizzò un inventario dei prodotti di fissione già disponibile basato sul burn-up limite regolatorio di 65 MWd/kg

(inventario conservativo). Un set di parametri definì l'innalzamento dal suolo da cui avviene il rilascio e le dimensioni iniziali della nube radioattiva. Il tempo di riferimento dell'analisi SOARCA MELCOR fu lo shutdown del reattore, pertanto, in un input MELMACCS, il tempo di inizio dell'incidente viene sempre posto uguale a zero.

8.2 Risultati

In questa sezione si riportano i risultati ottenuti nel processo di analisi del SOARCA (Fig.14) sino al calcolo del termine sorgente.

Mitigazione

Il SOARCA dimostrò il potenziale beneficio dell'utilizzo delle azioni mitigative contenute in 10 CFR 50.54 hh per gli scenari analizzati. Le analisi MELCOR furono utilizzate sia per confermare la disponibilità di tempo per implementare le misure mitigative sia per confermare l'efficacia di tale misure nel prevenire il danneggiamento del nocciolo e nel ridurre significativamente il rilascio radiologico. I risultati MELCOR indicarono che la mitigazione previene il danneggiamento del nocciolo per tutti gli scenari incidentali eccetto che per il Surry STSBO (station blackout a breve termine).

Progressione incidentale e rilascio di radionuclidi

La progressione incidentale dello scenario LTSBO senza mitigazione per entrambi gli impianti, risultò in un inizio del danneggiamento del nocciolo tra 9 e 16 ore, ed un fallimento del vessel a circa 20 ore. Il rilascio radiologico off-site dovuto al fallimento del contenimento iniziò dopo circa 20 ore per Peach Bottom (BWR) e dopo circa 45 ore per Surry (PWR). Per l'evento più rapido - station blackout (SBO) non mitigato in cui il danneggiamento del nocciolo inizia tra 1 e 3 ore - il fallimento del vessel del reattore iniziò dopo circa 8 ore con la possibilità di ripristinare il raffreddamento del nocciolo e prevenire il fallimento del vessel. In questi casi, il rilascio radiologico comincia dopo circa 8 ore per Peach Bottom e dopo circa 25 ore per Surry. Per la sequenza non mitigata ISLOCA dell'impianto Surry, il rilascio radiologico cominciò dopo le 13 ore e negli altri eventi di by-pass analizzati, il rilascio radiologico cominciò dopo circa 3.5 ore. Le Tab. 16 e 17 riportano i risultati della progressione temporale degli eventi incidentali analizzati nel SOARCA.

Scenario	Mitigato			Non mitigato		
	Inizio del danneggiamento del nocciolo	Fallimento del lower-head	Inizio del rilascio in ambiente	Inizio del danneggiamento del nocciolo	Fallimento del lower-head	Inizio del rilascio in ambiente
	[h]	[h]	[h]	[h]	[h]	[h]
LTSBO	Nessun Danneggiamento del Nocciolo			9	20	20
STSBO con Blackstart*	Nessun Danneggiamento del Nocciolo**			7	17	17
STSBO senza Blackstart*	Non Applicabile**			1	8	8

Tabella 16: Progressione temporale incidentale dell'impianto Peach Bottom

*: Blackstar del sistema di raffreddamento dell'isolamento del reattore (RCIC); si riferisce all'avvio del RCIC senza un controllo di potenza AC o DC.

** : Scenario con mitigazione 10 CFR 50.54(hh), ma senza aver analizzato il blackstart del RCIC

Scenario	Mitigato			Non mitigato		
	Inizio del danneggiamento del nocciolo [h]	Fallimento del lower-head [h]	Inizio del rilascio in ambiente [h]	Inizio del danneggiamento del nocciolo [h]	Fallimento del lower-head [h]	Inizio del rilascio in ambiente [h]
LTSBO	Nessun Danneggiamento del Nocciolo			16	21	45
STSBO	3	7	66	3	7	25
STSBO con rottura di un tubo del GV indotta termicamente	3	7.5	3.5*	3	7.5	3.5
ISLOCA	Nessun Danneggiamento del Nocciolo			13	19	13

Tabella 17: Progressione temporale incidentale dell'impianto Surry

*: Sebbene il tempo di inizio del rilascio in ambiente è lo stesso per il caso mitigato e non mitigato, nel caso mitigato il fallimento del contenimento è stato ritardato di circa 46 ore.

Lo studio del SOARCA ha anche dimostrato che la grandezza di rilascio dei radionuclidi in ambiente è verosimilmente molto più piccola di quella del termine sorgente dello studio condotto nel 1982 (SST1); ciò fu dovuto ad un'ampia ricerca nel settore e ad un miglioramento dei modelli, ad una simulazione integrata e più complessa degli impianti, e all'aver concentrato lo studio sugli scenari incidentali più probabili. Il risultato del rilascio in ambiente dei più importanti radionuclidi volatili rilasciati dal nocciolo, che sono anche rappresentativi di quelli a breve-vita (iodio) e a lunga vita (cesio), viene riportato nelle Fig. 15 e 16.

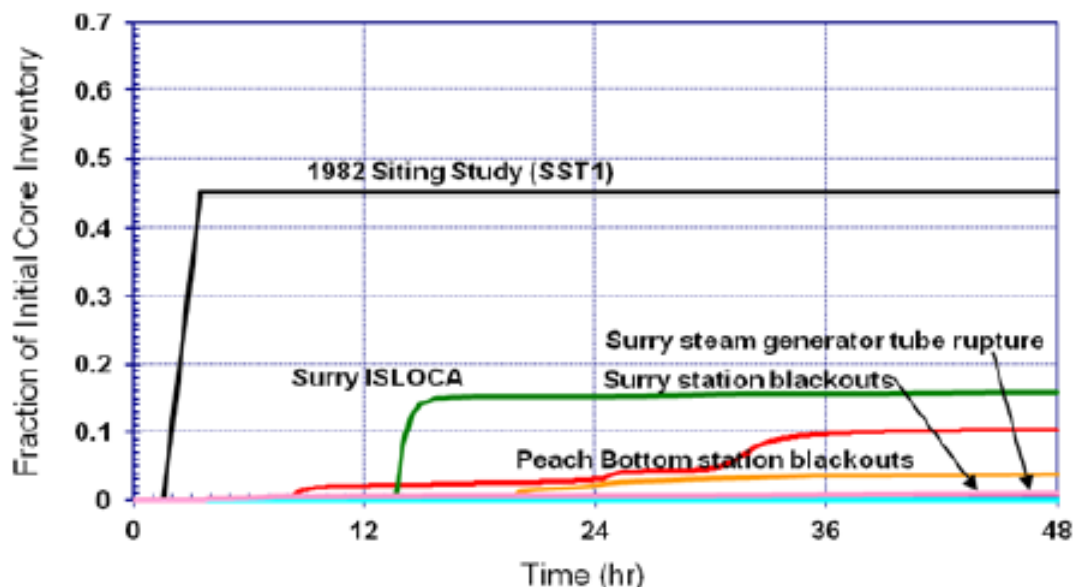


Figura 15: Rilascio di Iodio in ambiente per SOARCA non mitigato e per SST1

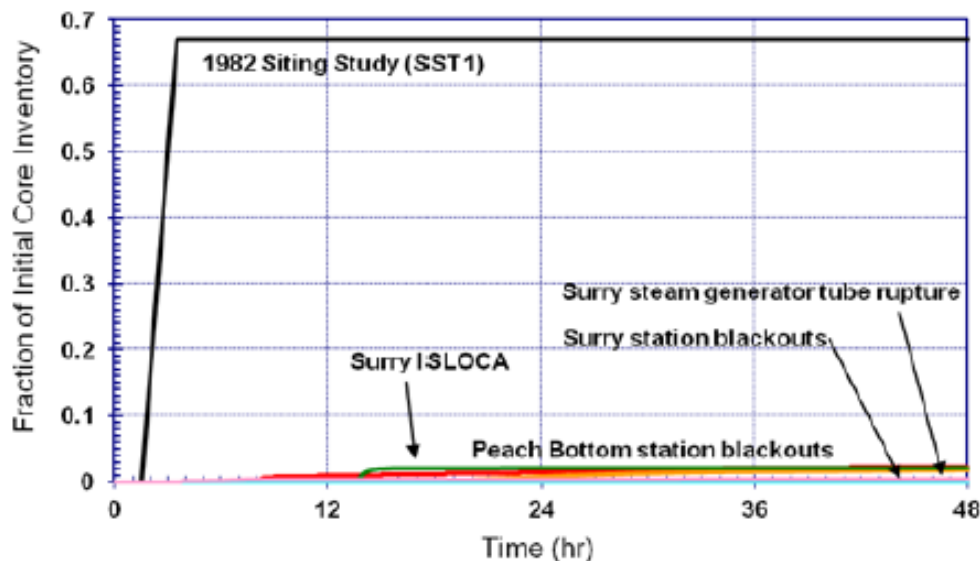


Figura 16: Rilascio di Cesio in ambiente per SOARCA non mitigato e per SST1

L’analisi SOARCA predisse un rilascio di iodio nell’ordine del 1-2 % per lo scenario dominante con il più alto rilascio dell’ordine del 10-15% per gli scenari più severi a bassa frequenza. Al contrario, il termine sorgente del SST1 assumeva un rilascio di iodio del 45%. In riferimento al Cesio, SOARCA predisse un rilascio di non più del 2%, mentre lo studio SST1 assumeva un rilascio di Cesio del 67%.

Indice delle Tabelle

- Tabella 1: Inventario radioattivo per un impianto nucleare da 1000 MWe.....
- Tabella 2: Sommario degli incidenti che coinvolgono il nocciolo.....
- Tabella 3: BWR – Sequenze incidentali dominanti vs categorie di rilascio
- Tabella 4: Inventario prodotti di fissione, fonte: WASH-1400
- Tabella 5: Frazione di rilascio dal nocciolo (1-ora di rilascio)
- Tabella 6: Fattori di Riduzione.....
- Tabella 7: Frazione di rilascio dal contenimento e dalla rottura del generatore di vapore (1-ora di rilascio)....
- Tabella 8: Sommario dei meccanismi di riduzione per i maggiori percorsi di rilascio dei BWR.....
- Tabella 9: NUREG-1465 – Gruppi di radionuclidi.....
- Tabella 10: BWR – Rilascio dal contenimento
- Tabella 11: PWR – Rilascio dal contenimento
- Tabella 12: Inventario dei prodotti di fissione e di attivazione in un nocciolo LWR a circa 30 min dallo scram
- Tabella 13: Frazione di rilascio dal nocciolo (FRN)
- Tabella 14: Fattori di riduzione (FR)
- Tabella 15: Frazioni di fuga (FF).....
- Tabella 16: Progressione temporale incidentale per l’impianto Peah Bottom
- Tabella 17: Progressione temporale incidentale per l’impianto Surry.....

Indice delle Figure

- Figura 1: Percorsi di successo e fallimento a seguito di un evento anomalo.....
- Figura 2: Tempi di annunciazione dell’evento, diagnosi e realizzazione delle azioni post-diagnosi.....

Figura 3: Relazione tra le condizioni d’impianto del WASH-1400 e del STTs e le conseguenza off-site
Figura 4: BWR Mark I percorso di rilascio semplificato
Figura 5: Contenimento BWR, rilascio dal DW, albero degli eventi per un rilascio da fusione del nocciolo
Figura 6: Rappresentazione di una distribuzione di rilascio radioattivo
Figura 7: Rappresentazione della funzione di distribuzione cumulativa complementare del TS
Figura 8: Surry – Distribuzione del termine sorgente per un bypass del contenimento
Figura 9: Surry – Distribuzione del termine sorgente per un fallimento ritardato del contenimento.....
Figura 10: Peach Bottom – Distribuzione del termine sorgente per un fallimento a breve del drywell
Figura 11: Peach Bottom – Distribuzione del termine sorgente con venting del contenimento.....
Figura 12: Percorsi di rilascio in un PWR
Figura 13: Dose per rilascio da contenimento secco/sottopress. di un PWR con nocciolo fuso nel vessel.....
Figura 14: Processi di analisi del SOARCA.....
Figura 15: Rilascio di Iodio in ambiente per SOARCA non mitigato e per SST1
Figura 16: Rilascio di Cesio in ambiente per SOARCA non mitigato e per SST1

Bibliografia

- [1] NUREG 75/014 (WASH-1400), “Reactor Safety Study an assessment of Accident Risk in U.S. Commercial Nuclear Power Plants”, U.S. Nuclear Regulatory Commission, October 1975.
- [2] NUREG/CR-4722, “Accident Sequence Evaluation Program Human Reliability Analysis Procedure”, U.S. Nuclear Regulatory Commission, February 1987.
- [3] NUREG-1228, “Source Term Estimation During Incident Response to Severe Nuclear Power Plant Accidents”, U.S. Nuclear Regulatory Commission, October 1988.
- [4] NUREG-1150, “Severe Accident Risk: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plant”, U.S. Nuclear Regulatory Commission, December 1990.
- [5] NUREG-1465, “Accident Source Term for Light-Water Nuclear Power Plants”, U.S. Nuclear Regulatory Commission, February 1995.
- [6] NUREG/BR-0150, “RTM-96 Response Technical Manual”, U.S. Nuclear Regulatory Commission, March 1996.
- [7] NUREG-1935, “State-of-the-Art Reactor Analyses (SOARCA) Report”, U.S. Nuclear Regulatory Commission, November 2012.

Curriculum Vitae autori CIRTEN

Marco Sumini: ingegnere nucleare, Professore Associato di Fisica dei Reattori Nucleari all’Università degli Studi di Bologna dal 1987; svolge attività di ricerca sulla fisica dei reattori, sulla progettazione di nocciolo e sul trasporto di particelle neutre e cariche, nonché attività sperimentali sui dispositivi pulsati a plasma.

Antonio Guglielmelli: ingegnere chimico, ha conseguito il Diploma di Master Universitario di II Livello in “Progettazione e Gestione di Sistemi Nucleari Avanzati” dell’Università degli Studi di Bologna nel 2011. Dal Gennaio 2012 è Dottorando presso il Dipartimento di Ingegneria Energetica, Nucleare e del Controllo Ambientale (DIENCA) dell’Università di Bologna.