



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



*Ministero dello Sviluppo Economico*

## RICERCA DI SISTEMA ELETTRICO

Metodologia per la determinazione e la sistemazione di inventari di  
combustibile: messa a punto dei metodi ed applicazione ad alcune  
tipologie di LWR

*Antonio Guglielmelli, Federico Rocchi*

METODOLOGIA PER LA DETERMINAZIONE E LA SISTEMATIZZAZIONE DI INVENTARI DI COMBUSTIBILE:  
MESSA A PUNTO DEI METODI ED APPLICAZIONE AD ALCUNE TIPOLOGIE DI LWR

Antonio Guglielmelli, Federico Rocchi, ENEA

Settembre 2012

Report Ricerca di Sistema Elettrico

Accordo di Programma Ministero dello Sviluppo Economico - ENEA

Area: Governo, gestione e sviluppo del sistema elettrico nazionale

Progetto: Nuovo nucleare da fissione: collaborazioni internazionali e sviluppo competenze in materia nucleare

Responsabile del Progetto: Paride Meloni, ENEA

**Titolo**

**Metodologia per la determinazione e la sistematizzazione di inventari di combustibile: messa a punto dei metodi ed applicazione ad alcune tipologie di LWR**

**Descrittori**

**Tipologia del documento:** Rapporto Tecnico  
**Collocazione contrattuale:** Accordo di programma ENEA-MSE: tema di ricerca "Nuovo nucleare da fissione"  
**Argomenti trattati:** Reattori nucleari ad acqua leggera, Inventari di combustibile

**Sommario**

Il presente rapporto espone una metodologia per il calcolo degli inventari di combustibile per i reattori LWR al variare del burnup. Vengono presentati i principali fenomeni fisici connessi al bruciamento ed al decadimento in nocciolo del combustibile nucleare, i parametri fisici da cui dipende la composizione isotopica di un combustibile, e la schematizzazione dell'inventario di un nocciolo in funzione del numero di batch di ricarica. Vengono poi introdotti i principali codici di calcolo, ORIGIN-S ed ORIGIN-ARP, vengono mostrati vari esempi di calcolo per un assembly standard PWR 17x17, confronti con benchmark sperimentali e numerici, ed un'analisi, con una particolare attenzione all'evoluzione degli isotopi dello Xenon, del combustibile bruciato dei reattori BWR delle Unità 1 e 3 di Fukushima-Daiichi. Viene infine descritta la procedura TRITON (SCALE) per la produzione di librerie di sezioni d'urto per il calcolo di bruciamento in ORIGIN-ARP di un assembly generico. Da ultimo viene fornito un elenco delle caratteristiche principali delle centrali europee frontaliere.


**Note**

Autori: A. Guglielmelli, F. Rocchi

Copia n.

In carico a:

2			NOME			
			FIRMA			
1			NOME			
			FIRMA			
0	EMISSIONE	03/09/12	NOME	F. Rocchi	F. Padoani	P. Meloni
			FIRMA	<i>Federico Rocchi</i>	<i>F. Padoani</i>	<i>P. Meloni</i>
REV.	DESCRIZIONE	DATA		REDAZIONE	CONVALIDA	APPROVAZIONE

 <b>Ricerca Sistema Elettrico</b>	<b>Sigla di identificazione</b>	<b>Rev.</b>	<b>Distrib.</b>	<b>Pag.</b>	<b>di</b>
	NNFISS – LP2 – 068	0	L	2	41

## Indice Generale

<b>Indice Generale</b> .....	2
<b>1. Introduzione</b> .....	3
<b>2. Alcuni approcci attualmente in uso</b> .....	4
<b>3. Impostazione metodologica</b> .....	7
<b>4. L'esempio di Fukushima: dati</b> .....	11
<b>5. ORIGEN ed ORIGEN-ARP</b> .....	11
<b>6. L'esempio di Fukushima: calcoli</b> .....	15
<b>7. Esempio di calcolo per un PWR</b> .....	22
<b>8. Produrre librerie per ORIGEN-ARP</b> .....	33
<b>9. Elenco delle centrali frontaliere</b> .....	36
<b>Appendice</b> .....	39
<b>Indice delle Tabelle</b> .....	40
<b>Indice delle Figure</b> .....	40
<b>Bibliografia</b> .....	41

## 1. Introduzione

La determinazione degli inventari isotopici di un dato nocciolo al variare del burnup del combustibile è importante per poter conoscere, ad ogni dato istante, la quantità di attività cumulata nel nocciolo stesso, costituendo quest'ultima il limite massimo teorico di attività rilasciabile dal nocciolo in caso di incidente severo. Ogni stima del Termine Sorgente, intendendo con questo la distribuzione isotopica e temporale dell'attività rilasciata all'esterno dell'edificio di contenimento di un dato reattore, risulta essere pertanto, dopo cumolazione integrale nel tempo di rilascio, un sottoinsieme dell'inventario totale di attività, cioè dell'inventario isotopico. Tale sottoinsieme dipende ovviamente dalla sequenza incidentale specifica e dalle particolarità impiantistiche.

Il calcolo dell'inventario isotopico deve essere fatto ricorrendo, in linea di principio, ad un modello di trasporto neutronico sull'intero nocciolo, tenendo conto della gestione, istante per istante, delle barre di controllo e di ogni altro assorbitore neutronico eventualmente inserito nel nocciolo stesso, nonché dei precisi livelli di potenza ottenuti. Ad esempio, nel caso di un modello basato sull'approccio deterministico, occorrerà calcolare, mediante ricorso ad un codice di cella e per ogni cella elementare di cui è costituito il nocciolo, le sezioni d'urto equivalenti da utilizzare successivamente in un codice di nocciolo che determini il reale andamento del flusso nel nocciolo stesso e quindi, risolvendo le equazioni di Bateman per ogni gruppo energetico, il valore delle concentrazioni di ogni isotopo presente ad un dato istante. Il calcolo delle sezioni d'urto equivalenti andrà ripetuto ad ogni step di bruciamento, per poter tenere in conto la variazione dell'autoschermo dovuto alla variazione delle concentrazioni [1]. Nel caso in cui il calcolo sia basato su un approccio montecarlo occorrerà creare un modello eterogeneo accurato dell'intero nocciolo ed ottenere le concentrazioni isotopiche al variare del bruciamento, o direttamente tramite il codice montecarlo, se questo lo prevede (MCNPX, MCNP 6, MCB, Serpent, ecc.), o tramite ricorso a codici di bruciamento OD esterni (es. Origen, CINDER90, ecc.) accoppiati in modo opportuno al codice di trasporto (es. MCNP 5, KENO-VI). Il calcolo di bruciamento può in generale essere fatto o risolvendo le equazioni di Bateman o mediante simulazione montecarlo diretta, a seconda del codice montecarlo in esame.

E' evidente che il calcolo dell'inventario isotopico fatto ricorrendo pienamente ad un calcolo neutronico accurato è oltremodo oneroso, non solo in termini di tempo di calcolo, ma anche, e anzi soprattutto, in termini di tempo necessario a settare il modello eterogeneo di nocciolo per i codici neutronici. Questo aspetto è indubbiamente in contrasto con le necessità dettate dall'urgenza richiesta nella gestione degli incidenti nucleari severi e, più in generale, dalle procedure di emergenza (Emergency Preparedness). Un'Autorità di Sicurezza Nucleare (ASN) deve poter disporre nel minor tempo possibile di una valutazione, anche di massima, del Termine di Sorgente; i tempi a disposizione per tali valutazioni possono essere molto brevi (alle volte anche poche ore), nel caso di incidenti nucleari in impianti sul suolo di propria competenza nazionale, in modo da consentire una decisione rapida in merito all'attuazione dei piani di emergenza ed evacuazione della popolazione intorno all'impianto incidentato. Tali tempi possono invece essere un po' più lunghi per impianti situati in stati confinanti o limitrofi. In questo caso la maggior distanza dall'impianto implica un più lungo tempo di trasporto ambientale dell'attività rilasciata e dunque un ritardo temporale (e sicuramente anche un'attenuazione) nell'impatto alla popolazione della nazione della ASN. In ogni caso il tempo necessario alla valutazione del Termine di Sorgente deve essere il più breve possibile, anche per tutelare eventuali connazionali residenti negli stati esteri in cui è accaduto un incidente nucleare. Sarà sempre possibile perfezionare successivamente le stime fatte in un primo momento, man mano che dati precisi sull'incidente si rendano disponibili, mentre non è pensabile lasciare che decisioni immediate vengano prese in totale mancanza di una stima iniziale del rilascio in ambiente.

Mentre la stima del Termine Sorgente da parte di una ASN per un reattore posto sotto la giurisdizione diretta della stessa ASN è relativamente rapida, poiché l'ASN in questione è supposta disporre di tutti i dati impiantistici ed ambientali necessari ad un calcolo pressoché immediato e quasi in "real-time", la stima del Termine Sorgente per un reattore al di fuori del territorio di competenza della data ASN può invece essere difficile.

Ecco quindi perché, specialmente per i reattori al di fuori dei propri confini nazionali, le varie ASN si sono dotate di strumenti di calcolo semplificati ma molto rapidi per la valutazione del Termine di Sorgente in caso di incidenti severi a reattori oltre-confine.

## 2. Alcuni approcci attualmente in uso

Uno strumento molto diffuso è il codice RASCAL (Radiological Assessment System for Consequence AnaLysis) 3.0.5 [2] che ha al proprio interno un modulo per il calcolo degli inventari di nocciolo. Tale codice, sviluppato ed utilizzato da NRC, è alla base di un altro codice simile, sviluppato e distribuito dalla IAEA e denominato InterRAS 1.3. Quest'ultimo codice, attualmente in fase di revisione, è in uso ad esempio all'ASN ungherese (HAEA) per il calcolo rapido del Termine di Sorgente.

Sia InterRAS che RASCAL hanno al proprio interno un modulo estremamente semplificato per la valutazione degli inventari per LWR, basato essenzialmente su una tabulazione di un inventario "tipico" per un reattore a basso arricchimento in <sup>235</sup>U il cui fuel raggiunga i 30000 MWd/MTU. La tabulazione, disponibile per i 33 isotopi a maggior impatto radiologico a seguito di rilascio, è a sua volta basata su valori pubblicati [3] nel 1988 (NUREG-1228) e derivati dal Reactor Safety Study WASH-1400 [4], cui sono stati aggiunti i dati sui gas nobili. In Tabella 1 è riportato, per ordine alfabetico di nuclide, l'inventario approssimato utilizzato da RASCAL ed InterRAS.

Nuclide	Emivita	Inventario [Ci/MWth]	Nuclide	Emivita	Inventario [Ci/MWth]
Ba-140	12.75 d	5.30E4	Ru-103	39.26 d	3.70E4
Ce-144	284.91 d	2.80E4	Ru-106	373.59 d	1.33E4
Cs-134	2.065 y	4.17E3	Sb-127	3.85 d	2.00E3
Cs-136	13.16 d	1.00E3	Sb-129	4.4 h	1.10E4
Cs-137	30.167 y	2.67E3	Sr-89	5.57 d	3.10E4
I-131	8.02 d	2.80E4	Sr-90	28.90 y	2.00E3
I-132	2.295 h	4.00E4	Sr-91	9.63 h	3.70E4
I-133	20.8 h	5.70E4	Te-129m	33.6 d	1.80E3
I-134	52.5 min	6.30E4	Te-131m	30 h	4.00E3
I-135	6.57 h	5.00E4	Te-132	3.2 d	4.00E4
Kr-85	10.78 y	3.17E2	Xe-131m	11.93 d	3.30E2
Kr-85m	4.48 h	8.00E3	Xe-133	5.25 d	5.70E4
Kr-87	76.3 min	1.60E4	Xe-133m	2.19 d	2.00E3
Kr-88	2.84 h	2.30E4	Xe-135	9.14 h	1.10E4
La-140	1.678 d	5.30E4	Xe-138	14.1 min	5.70E4
Mo-99	2.75 d	5.30E4	Y-91	58.51 d	4.00E4
Np-239	2.36 d	5.50E5			

Tabella 1: Inventario approssimato RASCAL e InterRAS (y = years, d = days, h = hours, min = minutes).

I dati vengono forniti per unità di potenza termica prodotta dall'impianto. RASCAL e InterRAS aggiornano l'inventario per quei nuclidi che hanno un'emivita maggiore di un anno per tenere effettivamente in conto l'effetto del reale burnup; questo vuol dire che l'attività di Cs-134, Cs-137, Kr-85, Ru-106 e Sr-90 viene aggiornata rispetto al burnup effettivo  $BU_{eff}$ . L'aggiornamento viene effettuato in approssimazione lineare secondo la formula:

$$I_{eff} = I \cdot \frac{BU_{eff}}{30000 \text{ MWd/MTU}}$$

In generale l'attività dei prodotti di fissione tende ad aumentare col burnup per gli isotopi a lunga vita media. In Figura 1 è mostrato l'andamento dell'attività, calcolata con un codice di bruciamento, in un

nocciolo di un PWR da 3000 MWth operato ad 1/3 di nocciolo; le diminuzioni di attività sono dovute allo scaricamento di un batch dal core. E' evidente dal grafico che se per gli isotopi a lunga vita media non si tiene conto dell'effettivo burnup, la stima dell'inventario può risultare fortemente in eccesso.

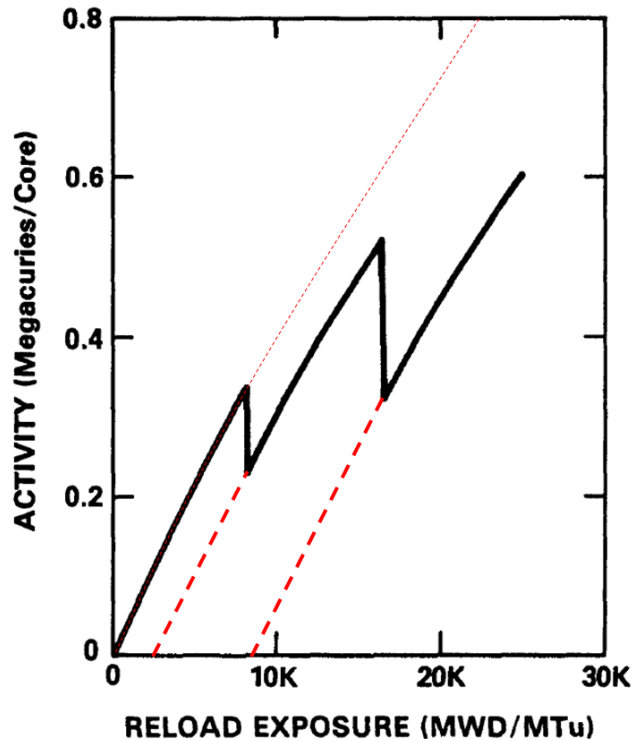


Figura 1: Attività di Kr-85 in un nocciolo di PWR da 3000 MWth [3].

Un altro esempio di approccio al calcolo di inventari di nocciolo [5] è quello adottato dall'ASN austriaca (esempio questo di paese privo di impianti di potenza). Si tratta di un database costituito da tre inventari di nocciolo, ognuno dei quali composto da 35 nuclidi, precalcolati per ogni reattore europeo in funzione. I tre inventari sono essenzialmente il nocciolo di equilibrio bruciato per un anno, il nocciolo di equilibrio bruciato per due anni, ed un nocciolo misto dopo tre anni di bruciamento; viene fatta l'ipotesi di funzionamento ad 1/3 di nocciolo, con 1 ciclo/anno, per ogni reattore. I calcoli di inventario sono fatti con il codice di bruciamento ORIGEN 2.1. Tale database è accoppiato successivamente ad un secondo database che contiene le frazioni di rilascio per ognuno dei 35 nuclidi, precalcolate mediante un codice di incidente severo per le sequenze incidentali più probabili di ogni singolo impianto. Infine la convoluzione dei dati dei due database viene fornita in input ad un codice di trasporto atmosferico che in real-time, usufruendo dei dati meteorologici, fornisce la distribuzione geografica di dose alla popolazione. L'intero sistema austriaco è stato denominato ASTEC (Austrian Source Term Estimation Code). In Tabella 2 è presentato l'inventario per il nocciolo misto dopo tre anni di bruciamento per la centrale della Repubblica Ceca Temelín-1, così come fornito nel database austriaco di inventari. E' evidente l'interesse da parte austriaca per una centrale frontiera a circa 50 km di distanza dal proprio territorio. Si tratta di un recente VVER V-320 da 3000 MWth, costruito da Skoda, connesso alla rete nel Giugno 2002, e con un fattore di carico medio al 2011 del 69.6%. Dalla tabella si può notare come I-134, I-135, Kr-85m, La-140, Sb-127, Sb-129, Sr-91, Te-131m, Xe-131m e Xe-133m non vengano calcolati; viceversa sono calcolati in aggiunta rispetto agli isotopi di RASCAL e InterRAS Ag-110, Am-241, Bi-210, Ce-141, Nb-95, Pb-210, Po-210, Pr-144, Pu-239, Sb-125, Y-90 e Zr-95. In Tabella 3 è mostrato un confronto tra i valori di attività precalcolati nel database del codice austriaco ASTEC e gli stessi come calcolabili secondo la procedura RASCAL per la centrale di Temelín-1. Con l'eccezione di Cs-136, Cs-137, Kr-85, Ru-106, Sr-90, Te-129m e Xe-135, le differenze relative stanno in valore assoluto al di sotto del 10%, errore considerato accettabile. Di questi nuclidi, Cs-134, Cs-137, Kr-85, Ru-106 e Sr-90 hanno emivita superiore ad un anno e quindi la loro attività calcolata con il metodo di RASCAL

andrebbe corretta in funzione dell'effettivo burnup; la mancata correzione potrebbe spiegare la elevata discrepanza rilevata tra i set di valori.

Nuclide	Emivita	Inventario [Bq]	Nuclide	Emivita	Inventario [Bq]
Ag-110	24.6 s	0	Po-210	138.4 d	0
Am-241	432.2 y	8.39E13	Pr-144	17.28 min	0
Ba-140	12.75 d	5.48E18	Pu-239	24200 y	6.80E14
Bi-210	5 d	0	Ru-103	39.26 d	4.40E18
Ce-141	32.51 d	5.22E18	Ru-106	373.59 d	9.47E17
Ce-144	284.91 d	3.29E18	Sb-127	3.85 d	-
Cs-134	2.065 y	4.37E17	Sb-125	2.76 y	0
Cs-136	13.16 d	1.32E17	Sb-129	4.4 h	-
Cs-137	30.167 y	2.15E17	Sr-89	5.57 d	3.32E18
I-131	8.02 d	2.92E18	Sr-90	28.90 y	1.74E17
I-132	2.295 h	4.29E18	Sr-91	9.63 h	-
I-133	20.8 h	6.18E18	Te-129m	33.6 d	2.30E17
I-134	52.5 min	-	Te-131m	30 h	-
I-135	6.57 h	-	Te-132	3.2 d	4.22E18
Kr-85	10.78 y	2.12E16	Xe-131m	11.93 d	-
Kr-85m	4.48 h	-	Xe-133	5.25 d	6.14e18
Kr-87	76.3 min	1.66E18	Xe-133m	2.19 d	-
Kr-88	2.84 h	2.36E18	Xe-135	9.14 h	1.00E18
La-140	1.678 d	-	Xe-138	14.1 min	0
Mo-99	2.75 d	5.59E18	Y-90	64 h	1.82E17
Nb-95	34.99 d	5.29E18	Y-91	58.51 d	4.22E18
Np-239	2.36 d	0	Zr-95	64 d	5.32E18
Pb-210	22.3 y	0			

Tabella 2: Inventario precalcolato (nocciolo misto bruciato 3 anni) per Temelin-1 nel sistema austriaco ASTEC [5].

Nuclide	RASCAL (Bq)	ASTEC (Bq)	Rel. Diff. (%)	Nuclide	RASCAL (BQ)	ASTEC (Bq)	Rel. Diff. (%)
Ba-140	5.88E+18	5.48E+18	7.4	Ru-103	4.11E+18	4.40E+18	-6.7
Ce-144	3.11E+18	3.29E+18	-5.5	Ru-106	1.48E+18	9.47E+17	55.9
Cs-134	4.63E+17	4.37E+17	5.9	Sb-127	2.22E+17	-	
Cs-136	1.11E+17	1.32E+17	-15.9	Sb-129	1.22E+18	-	
Cs-137	2.96E+17	2.15E+17	37.8	Sr-89	3.44E+18	3.32E+18	3.6
I-131	3.11E+18	2.92E+18	6.4	Sr-90	2.22E+17	1.74E+17	27.6
I-132	4.44E+18	4.29E+18	3.5	Sr-91	4.11E+18	-	
I-133	6.33E+18	6.18E+18	2.4	Te-129m	2.00E+17	2.30E+17	-13.1
I-134	6.99E+18	-		Te-131m	4.44E+17	-	
I-135	5.55E+18	-		Te-132	4.44E+18	4.22E+18	5.2
Kr-85	3.52E+16	2.12E+16	66.0	Xe-131m	3.66E+16	-	
Kr-85m	8.88E+17	-		Xe-133	6.33E+18	6.14E+18	3.0
Kr-87	1.78E+18	1.66E+18	7.0	Xe-133m	2.22E+17	-	
Kr-88	2.55E+18	2.36E+18	8.2	Xe-135	1.22E+18	1.00E+18	22.1
La-140	5.88E+18	-		Xe-138	6.33E+18	0	
Mo-99	5.88E+18	5.59E+18	5.2	Y-91	4.44E+18	4.22E+18	5.2
Np-239	6.11E+19	0					

Tabella 3: Confronto inventari RASCAL e ASTEC per Temelin-1 (nocciolo misto bruciato 3 anni).



### 3. Impostazione metodologica

Una valutazione accurata dell'inventario del combustibile di un reattore nucleare richiede la conoscenza di numerosi parametri di nocciolo del reattore stesso; a seconda del livello di accuratezza richiesto il numero di parametri necessari aumenterà, così come il tempo richiesto dal calcolo. Si può dire che in prima approssimazione l'inventario dipende essenzialmente dalle seguenti grandezze fisiche:

- tipologia di reattore (es: PWR, BWR, VVER);
- arricchimento iniziale medio di nocciolo in  $^{235}\text{U}$ ;
- potenza termica del reattore;
- numero e tipo di assembly del nocciolo;
- gestione in batch di ricariche del nocciolo;
- burnup raggiunto allo scarico di un batch;
- lunghezza temporale del ciclo di irraggiamento in nocciolo;
- tempo di shutdown per la ricarica;
- curva del fattore di carico nel tempo a partire dall'istante di inizio ciclo.

La **tipologia di reattore** determina, assieme al **tipo di assembly** ed all'**arricchimento iniziale**, le sezioni d'urto equivalenti necessarie ad un calcolo (ad uno o più gruppi energetici) dell'evoluzione della composizione in funzione della **potenza termica** (dato di targa) espressa dal reattore (risoluzione del sistema di equazioni di Bateman). Il calcolo viene di solito normalizzato ad una data unità di massa (in genere una tonnellata metrica di uranio, od una tonnellata metrica di metallo pesante), per cui per conoscere il quantitativo totale di attività presente in un dato nocciolo ad un dato istante occorre conoscere anche il **numero totale di assembly** ed il **quantitativo massico** di uranio o di metallo pesante per ogni assembly. E' bene ricordare che in genere in un nocciolo sono presenti assembly a diversi valori di arricchimento iniziale; qualora non fossero disponibili dati precisi sul quantitativo di assembly per ogni valore di arricchimento, si deve poter conoscere almeno l'arricchimento medio di nocciolo. In un nocciolo poi la gestione della ricarica del combustibile è in genere effettuata, al fine di mantenere una distribuzione di flusso più piatta possibile e per poter sfruttare al meglio il fissile presente nel combustibile stesso, secondo procedure e strategie che prevedono la sostituzione di una quota parte del nocciolo (ad esempio un terzo di nocciolo, od un quarto di nocciolo), denominata **batch**, al raggiungimento di un certo livello medio di bruciamento nel nocciolo stesso. In genere un ciclo del combustibile in pila ha una durata che viene determinata dal **burnup massimo allo scarico**, cioè quel valore del burnup per cui l'assembly non può più essere usato e viene inviato allo stoccaggio in piscina ed al successivo reprocessing. Tale valore varia da reattore a reattore ed è in genere fissato, come limite non travalicabile per le utilities, dalle ASN; oggi sono consentiti valori tra 40 e 45 GWd/MTU per i BWR e valori tra 45 e 50 GWd/MTU per i PWR. E' evidente che, nota l'effettiva potenza termica erogata dal reattore, è possibile convertire il burnup massimo allo scarico dal nocciolo in un tempo che determina la **lunghezza temporale** del ciclo di irraggiamento. In realtà, poiché un reattore eroga una potenza termica che può variare nel tempo per molteplici motivi, è opportuno poter disporre della reale **curva del fattore di carico** al variare del tempo, in modo da poter effettuare calcoli più accurati di quanto non si possa fare con un semplice dato di targa. A titolo di esempio, in Figura 2 è riportato l'andamento per il 2010 della potenza erogata da un VVER V-320 da 3000 MWth europeo; si può vedere come ci sia stato un piccolo calo nel mese di Febbraio (Forced Loss), seguito poi da una drastica riduzione della potenza tra Luglio e Settembre dovuta ad operazioni pianificate ed outage generico.

### Operating History (2010)

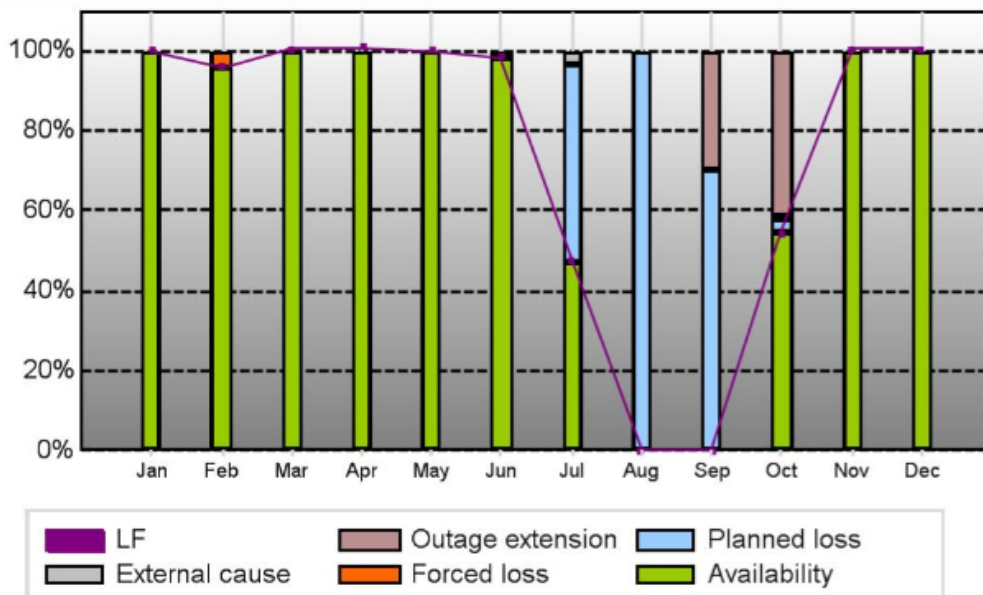


Figura 2: Performance di un VVER V-320 da 3000 MWth nel 2010 (PRIS Database).

E' evidente che durante il periodo di stop tra Agosto e Settembre i prodotti di fissione a breve vita media (dell'ordine della settimana o meno) sono completamente decaduti e questo fatto deve essere tenuto in conto nel calcolo dell'inventario. L'esempio appena citato mostra come sia importante tenere conto di eventuali periodi di fermo del reattore nei calcoli di inventario. Tuttavia per quelle unità per cui la variazione temporale del fattore di carico è piccola, e dunque l'andamento puntuale del fattore di carico si scosta relativamente poco dal suo valor medio, è possibile semplificare la schematizzazione concettuale di calcolo e fare ricorso al solo valor medio del fattore di carico. Questo è il caso ad esempio di un PWR da 3000 MWth europeo nel 2010, in cui il fattore di carico è stato quasi sempre costante, con valor medio attorno al 99%, come mostrato in Figura 3.

### Operating History (2010)

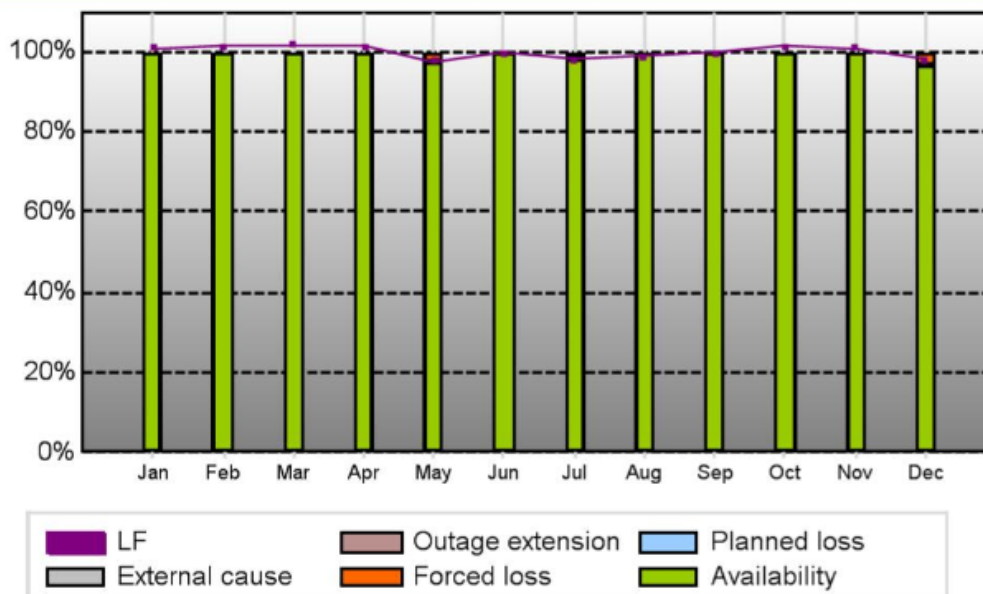


Figura 3: Performance di un PWR da 3000 MWth europeo nel 2010 (PRIS Database).

La conoscenza della gestione del combustibile nucleare in un nocciolo è fondamentale per un calcolo accurato degli inventari. Le strategie di gestione più semplici prevedono la sostituzione di un terzo (“strategia ad un terzo”) od un quarto (“strategia ad un quarto”) di nocciolo al termine di un ciclo di bruciamento (detto anche nella letteratura anglosassone, ciclo di irraggiamento). Ogni ciclo di bruciamento ha la stessa durata, espressa in termini di burnup, pari rispettivamente ad  $1/3$  o ad  $1/4$  del burnup massimo consentito. La durata temporale è ovviamente funzione del fattore di carico e della potenza termica espressa dal nocciolo. Ovviamente il terzo od il quarto di nocciolo che viene sostituito con combustibile fresco (non irraggiato) è estratto da posizioni reticolari prescritte dalle particolari esigenze della fisica del reattore; viene estratto il terzo od il quarto di nocciolo che, essendo stato irraggiato per tre o quattro cicli rispettivamente, ha raggiunto il burnup massimo consentito e non può essere ulteriormente irraggiato. In concomitanza con la sostituzione è molto spesso operato anche un complicato reshuffling degli assembly, ma gli effetti locali di bruciamento sono in genere trascurabili per gli scopi di calcolo di inventario, che vedono il nocciolo essenzialmente puntiforme (analogamente a quanto fatto nella più semplice delle teorie cinetiche del reattore). Pertanto la conoscenza della posizione reticolare esatta degli assembly estratti non è essenziale agli scopi di calcolo di inventario.

Le strategie a terzo ed a quarto di nocciolo sono illustrate concettualmente in Tabella 4 e Tabella 5 rispettivamente. Verrà illustrata per brevità la sola strategia a terzo di nocciolo. Nella prima colonna di Tabella 4 sono indicati l’inizio (B) e la fine (E) di ogni ciclo; nelle successive tre colonne sono indicati i numeri di cicli di bruciamento subiti da ciascun terzo di nocciolo; al termine di ogni ciclo viene estratto dal nocciolo il terzo con il burnup più elevato e sostituito con un terzo fresco. La quarta colonna esprime la media aritmetica del bruciamento dell’intero nocciolo, pari ad  $1/3$  della somma dei numeri di cicli di bruciamento compiuti.

	1/3	1/3	1/3	Burnup medio del core (cicli)	Definizione
<b>B1</b>	0	0	0	0.00	BOL
<b>E1</b>	1	1	1	1.00	
<b>B2</b>	1	1	0	0.67	
<b>E2</b>	2	2	1	1.67	
<b>B3</b>	2	0	1	1.00	BOC
<b>E3</b>	3	1	2	2.00	EOC
<b>B4</b>	0	1	2	1.00	
<b>E4</b>	1	2	3	2.00	

Tabella 4: Schema a terzo di nocciolo.

	1/4	1/4	1/4	1/4	Burnup medio del core (cicli)	Definizione
<b>B1</b>	0	0	0	0	0.00	BOL
<b>E1</b>	1	1	1	1	1.00	
<b>B2</b>	1	1	1	0	0.75	
<b>E2</b>	2	2	2	1	1.75	
<b>B3</b>	2	2	0	1	1.25	
<b>E3</b>	3	3	1	2	2.25	
<b>B4</b>	3	0	1	2	1.50	BOC
<b>E4</b>	4	1	2	3	2.50	EOC
<b>B5</b>	0	1	2	3	1.50	
<b>E5</b>	1	2	3	4	2.50	

Tabella 5: Schema a quarto di nocciolo.

Si nota che a partire dal ciclo 3, i valori si ripresentano periodicamente e costantemente, essendosi raggiunto il cosiddetto ciclo di equilibrio del reattore; è evidente che dopo i primi due cicli il nocciolo di inizio ciclo sarà sempre costituito da terzi composti da assembly che hanno subito {0 1 2} cicli di bruciamento, e che il nocciolo di fine ciclo sarà sempre costituito da terzi composti da assembly che hanno subito {1 2 3} cicli di bruciamento. Con l'esclusione dunque dei primi due cicli, che possono essere definiti cicli di avviamento del reattore, il bruciamento medio del nocciolo oscillerà sempre tra 1.00 cicli e 2.00 cicli. Analogamente per la gestione a quarto di nocciolo, in cui il bruciamento medio del nocciolo di equilibrio oscillerà sempre tra 1.50 e 2.50 cicli.

Siano definite le seguenti grandezze:

- DBU (GWd/MTU): discharge burnup, o massimo burnup consentito, per ogni MTU;
- n (-): numero di cicli per raggiungere DBU; l'inverso 1/n è pari alla frazione di nocciolo scaricata, e dunque rimpiazzata, al termine di un ciclo;
- CBU (GWd/MTU): burnup di un ciclo, per ogni MTU;
- P<sub>th</sub> (GW): potenza termica di targa del nocciolo;
- UW (MTU): massa di uranio nel combustibile dell'intero nocciolo;
- lf (%): fattore di carico puntuale;
- LF (%): fattore di carico medio su un ciclo;
- CL (d): durata temporale di ciclo, in giorni;
- CABU (-): burnup medio del nocciolo, in cicli;
- ABU (GWd): burnup medio del nocciolo in GWd;
- MASS (MTU): massa di uranio in un fuel assembly;
- NASS (-): numero di fuel assembly.

Valgono allora le seguenti relazioni:

$$CBU = \frac{DBU}{n}$$

$$CL = \frac{CBU \cdot UW}{P_{th} \cdot LF} = \frac{DBU \cdot UW}{n \cdot P_{th} \cdot LF}$$

$$UW = MASS \cdot NASS$$

$$LF = \frac{1}{CL} \int_0^{CL} lf(t) dt$$

$$ABU = CABU \cdot CBU \cdot UW$$

Va poi tenuto presente che tra un ciclo ed il successivo trascorre un certo periodo di tempo (variabile da 7-10 giorni per i reattori più avanzati e meglio gestiti, a 2-3 settimane per gli altri) a potenza zero, necessario alle operazioni di ricarica del combustibile stesso. Durante questo periodo, analogamente a quanto accade durante i periodi di fermo volontari o meno cui si accennava più sopra, si ha un parziale decadimento dei prodotti di fissione a breve vita media. Di tale fatto si deve ovviamente tenere conto nei calcoli di inventario.

## 4. L'esempio di Fukushima: dati

Poco tempo dopo l'incidente agli impianti nucleari di Fukushima-Daiichi [6] del Marzo 2011, è emersa la necessità di valutare il Termine Sorgente e, a monte di questo, l'inventario di combustibile dei BWR incidentati, nonché del combustibile immagazzinato nelle piscine di stoccaggio. Prima di poter effettuare calcoli di inventario veri e propri, è stato necessario raccogliere e reperire i dati fondamentali al calcolo stesso, come evidenziato nel Paragrafo 3. Vengono riportati in Tabella 6 i dati che è stato possibile reperire.

Unità	Assembly	NASS	MASS (kg)	235-U medio (w%)	UW (MTU)	1/n	CL (mesi)	DBU (GWd/MTU)	Pth (MW)	MTU scaricate/y	Ultimo Shutdown	Potenza specifica (MW/MTU)
1	9x9-9	400	170	3.63	68	0.2	13	45	1380	10	20-03-2010	20.29
2	9x9-9	548	171.53	3.8	94	0.24	13	45	2381	18	20-04-2010	25.33
3	9x9-7	548	171.53	3.83	95	0.24	13	45	2381	18	20-02-2010	25.33
4	9x9-9	548	171.53	3.8	94	0.24	13	45	2381	18	30-11-2010	25.33

Tabella 6: Dati di Fukushima-Daiichi.

E' interessante notare che l'Unità 3 aveva partecipato tra il 1977 ed il 1982 alla campagna di raccolta di dati sperimentali SFCOMPO per l'assessment dello spent fuel; in quegli anni l'Unità era operata con fuel con assembly 8x8. I dati sono disponibili nella open-literature e possono essere usati per benchmark di codici di bruciamento [7,8]. A partire dal 2001 i BWR giapponesi sono poi stati gradualmente equipaggiati con assemblies 9x9 a partire dai precedenti 8x8. Sono in utilizzo sia la versione 9x9 a 72 pin di fuel che la versione 9x9 a 74 pin di fuel. E' utile inoltre mettere in evidenza che i dati di Tabella 6 sono leggermente diversi da quelli che vennero diffusi in rete tra i partecipanti al Fukushima Accident Source Term Group (FASTG). E' probabile che i dati FASTG si riferissero alla configurazione dei noccioli prima del 2001.

## 5. ORIGEN ed ORIGEN-ARP

Il codice maggiormente usato per il calcolo del bruciamento di combustibile è senza dubbio ORIGEN (Oak Ridge Isotope Generation). La versione attualmente disponibile, implementata nella suite di codici SCALE 6.1, è denominata ORIGEN-S. Il codice è stato sviluppato al Oak Ridge National Laboratory, con il supporto di NRC, per calcolare le composizioni isotopiche e la radioattività dei prodotti di fissione, i prodotti di attivazione ed i prodotti della trasmutazione dei metalli pesanti. E' in grado di analizzare la matrice di transizione isotopica completa mediante il metodo della matrice esponenziale risolvendo le equazioni che descrivono la generazione, il bruciamento ed i processi di decadimento degli isotopi. Il risolutore include anche opzioni per la rimozione chimica continua e la possibilità di descrivere soluzioni di sistemi non omogenei che rappresentano l'alimentazione chimica continua per simulare gli impianti di riprocessamento od alcune tipologie di reattori avanzati (es. MSR). Il sistema viene descritto in ORIGEN-S come completamente a parametri concentrati, ovvero con sezioni d'urto efficaci ad un gruppo, collassate in spazio ed energia. Le librerie più recenti includono dati per 2226 nuclidi prodotti da attivazione, fissione e decadimento. Tutti i dati di decadimento sono basati sulla libreria ENDF/B-VII.0. Le sezioni d'urto multigruppo sono state sviluppate a partire dal JEFF-3.0/A Neutron Activation File, che contiene dati di sezioni d'urto per 774 nuclidi bersaglio e 23 diversi tipi di reazioni. In aggiunta, yield di prodotti di fissione dipendenti dall'energia tratti da ENDF/B-VII.0 sono a disposizione per 30 nuclidi fissionabili. Le sezioni d'urto sono stoccate come valori medi ad un gruppo, ottenuti mediante pesatura delle sezioni d'urto multigruppo. Le sezioni d'urto a diluizione infinita sono disponibili in formato multigruppo, a partire dalla libreria JEFF-3.0/A. In alternativa, sezioni d'urto autoschermate possono essere utilizzate a partire da qualunque altra libreria basata su ENDF/B che sia disponibile in SCALE (ad esempio anche fornite dall'utente, purchè prodotte in formato opportuno). ORIGEN può poi essere accoppiato alle sezioni d'urto prodotte a partire da calcoli di trasporto 1D, 2D o 3D effettuati su fuel assembly complessi o su altre configurazioni di sistemi che possano essere descritte e trattate dal codice TRITON di SCALE. Infine è possibile stimare anche l'intensità di emissione neutronica, nonché lo spettro, per le reazioni di fissione

spontanea, ( $\alpha, n$ ), e di sorgenti di neutroni ritardati; è altresì possibile valutare la potenza termica associata al decadimento di un certo tipo di fuel. ORIGEN-S può poi essere eseguito come codice standalone mediante ricorso ad un set di librerie di sezioni d'urto precalcolate per molti differenti tipi di reattori commerciali di potenza grazie al codice ORIGEN-ARP, anch'esso in dotazione alla suite SCALE. Si tratta essenzialmente di un'interfaccia grafica per ORIGEN-S che permette di settare molto facilmente le opzioni base di un calcolo di bruciamento o di decadimento. Consente di richiamare le sezioni d'urto precalcolate con un codice di cella, in funzione del tipo di reattore commerciale di interesse, sia a UOX (purchè LEU) che a MOX; può gestire un numero arbitrario di periodi di irraggiamento ad una data potenza intervallati da un altrettanto arbitrario numero di periodi di decadimento. Per problemi non standard occorre creare un file di input per ORIGEN-S che poi deve essere modificato manualmente per gestire le opzioni non previste dall'interfaccia grafica.

Il sistema di equazioni accoppiate trattato dal risolutore di ORIGEN-S è del tipo:

$$\frac{dN_i}{dt} = \sum_{j=1}^m l_{ij} \lambda_j N_j + \bar{\phi} \sum_{k=1}^m f_{ik} \sigma_k N_k - (\lambda_i + \bar{\phi} \sigma_i) N_i \quad i = 1 \dots m$$

$$P = 1.6 \cdot 10^{-19} \sum_{ij} Q_{ij} N_i \sigma_{ij} \bar{\phi}$$

in cui  $N_i$  è la densità atomica del nuclide  $i$ ,  $\lambda_i$  è la costante di decadimento del nuclide  $i$ ,  $\sigma_i$  è la sezione d'urto efficace di assorbimento del nuclide  $i$ ,  $\bar{\phi}$  è il flusso medio in spazio ed energia,  $l_{ij}$  è il branching ratio delle disintegrazioni radioattive del nuclide  $j$  verso il nuclide  $i$ ,  $f_{ik}$  è il branching ratio delle reazioni di assorbimento del nuclide  $k$  che portano alla formazione del nuclide  $i$ ,  $P$  è la potenza in MW (usata come costante di normalizzazione),  $\sigma_{ij}$  è la sezione d'urto efficace per il nuclide  $i$  e per la reazione  $j$ ,  $Q_{ij}$  è l'energia (in MeV) recuperabile dalla reazione  $j$  per il nuclide  $i$ , ed  $1.6E-19$  è la conversione in MW di 1 MeV/s. Esso coincide formalmente con l'insieme di equazioni di Bateman. L'output per un caso di irraggiamento viene fornito dal codice con una delle seguenti unità di misura, a seconda del tipo di input e delle richieste dell'utente:

- grammi-atomi (moli);
- grammi;
- ppm in peso;
- ppm in atomi;
- atomi/(barn·cm);
- spettri dei gamma totali ritardati in fotoni/s e MeV/s;
- tassi relativi di assorbimento neutronico;
- $k_{inf}$ ;
- tassi di fissione e relative frazioni.

Analogamente si hanno le seguenti grandezze per l'output di un caso di decadimento:

- grammi-atomi (moli);
- grammi;
- Curies;
- potenza di decadimento in W;
- potenza di decadimento dei soli gamma in W;
- tossicità in aria, intesa come volume ( $m^3$ ) richiesto per diluire l'attività al limite imposto per l'aria dalla Radiation Concentration Guide (RCG);

- tossicità per ingestione, intesa come volume (m<sup>3</sup>) richiesto per diluire l'attività in acqua al limite imposto dalla RCG;
- sorgente neutronica ( $\alpha,n$ );
- sorgente neutronica da fissione spontanea;
- sorgente di neutroni ritardati;
- intensità e spettro delle sorgenti gamma in fotoni/s o MeV/s;
- intensità e spettri neutronici per reazioni ( $\alpha,n$ ), fissione spontanea e neutroni ritardati, in neutroni/s.

La validazione trentennale della metodologia di ORIGEN-S ed ORIGEN-ARP è avvenuta ricorrendo a numerosi benchmark con dati sperimentali, tra cui molti di quelli tratti dal database SFCOMPO già menzionato. A titolo di esempio si riporta in Tabella 7 il confronto tra dati sperimentali e dati calcolati per alcune pellet della pin N9 dell'assembly B-05 del reattore americano H. B. Robinson, un PWR 15x15 da 2192 MWth [9]. In Figura 4 e Figura 5 sono mostrati rispettivamente la mappa del nocciolo e l'assembly B-05 del reattore H. B. Robinson al momento degli irraggiamenti per il benchmark SFCOMPO.

	Misurati	Calcolati	Errore relativo (%)
<b>235U (mg/g UO2)</b>	4.86	4.84	0.41
<b>236U (mg/g UO2)</b>	3.00	2.99	0.33
<b>238U (mg/g UO2)</b>	842.0	835.7	0.75
<b>238Pu (mg/g UO2)</b>	0.130	0.124	4.84
<b>239Pu (mg/g UO2)</b>	4.2	4.59	-8.50
<b>240Pu (mg/g UO2)</b>	2.12	2.14	-0.93
<b>241Pu (mg/g UO2)</b>	0.692	0.672	2.98
<b>237Np (mg/g UO2)</b>	0.333	0.352	-5.40

Tabella 7: Confronto calcoli ORIGEN vs dati sperimentali.

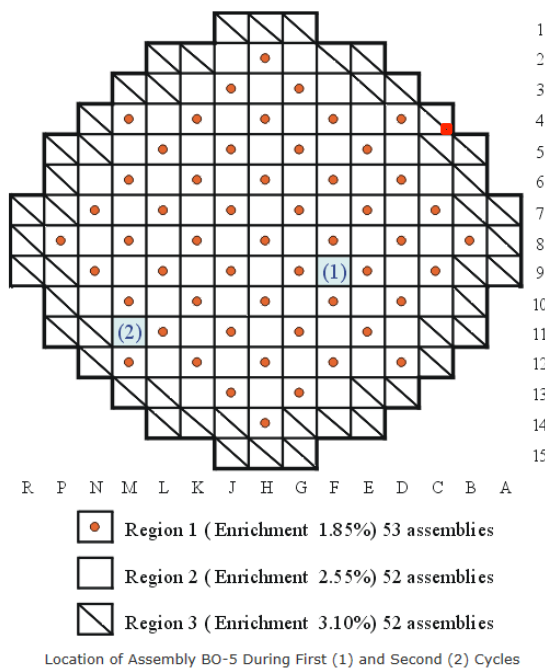


Figura 4: Mappa del nocciolo del PWR H. B. Robinson (in rosso è evidenziato l'assembly B-05).

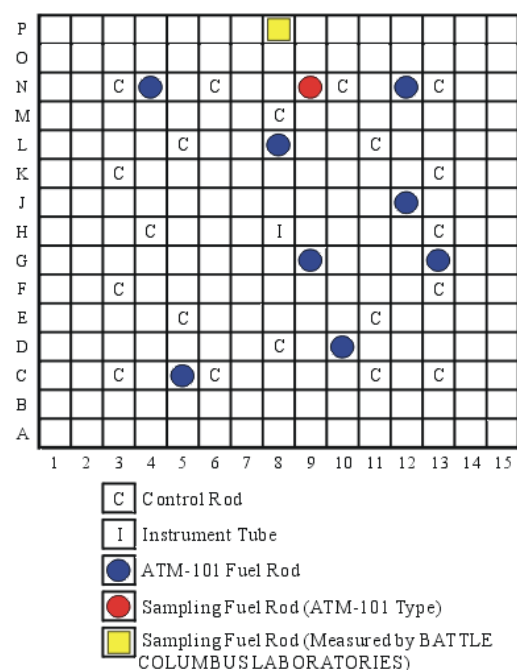


Figura 5: Assembly B-05 del PWR H. B. Robinson (il pallino rosso indica la pin N9).

Come si può vedere dalla Tabella 7, l'accordo tra dati sperimentali e dati calcolati, almeno per quanto riguarda gli attinidi, è ottimo. In Tabella 8 sono mostrati i tipi di fuel assemblies dei quali sono disponibili sezioni d'urto equivalenti multi-parametro per ORIGEN-ARP nella versione 6.1 della suite SCALE; il numero di file di sezioni d'urto è proporzionale al numero di stati del reattore (es. concentrazione di boro, valore del burnup massimo, frazione di vuoto ecc.). Usando alcuni codici di cella disponibili nella suite SCALE è possibile generare le librerie di sezioni d'urto per ogni altro assembly di interesse (si veda Paragrafo 8.

### Produrre librerie per ORIGEN-ARP).

	<b>Tipologia di Assembly</b>	<b>Numero di file di xs</b>
<b>PWR – LEU</b>	Westinghouse CE 14×14	6
	Westinghouse CE 16×16	6
	Westinghouse 14×14	6
	Siemens 14×14	6
	Westinghouse 15×15	6
	Westinghouse 17×17	6
	Westinghouse 17×17 OFA	6
<b>BWR – LEU</b>	GE 7×7	30
	GE 8×8	30
	ABB 8×8	30
	GE 9×9	30
	GE 10×10	30
	ATRIUM-9	30
	ATRIUM-1	30
	SVEA-64	30
SVEA-100	30	
<b>PWR – MOX</b>	14x14	15
	15x15	15
	16x16	15
	17x17	15
	18x18	15
<b>BWR – MOX</b>	8×8	60
	BWR MOX 9×9–1	60
	ATRIUM 9×9–9	60
	10×10	60
<b>VVER</b>	VVER-440 flat enrichment 1.6%, 2.4%, 3.6%	3
	VVER-440 profiled enrichment, average 3.82%	1
	VVER-440 profiled enrichment, average 4.25%	1
	VVER-440 profiled enrichment, average 4.38%	1
	VVER-1000	6
<b>RBMK</b>	RBMK 1000, enrichments 1.8 to 2.2 wt%	18
<b>CANDU</b>	28-element bundle design	1
	37-element bundle design	1
<b>MAGNOX</b>	Calder Hall design	1
<b>AGR</b>	AGR	1

Tabella 8: Sezioni d'urto equivalenti disponibili per ORIGEN-ARP nella versione 6.1 della suite SCALE.



## 6. L'esempio di Fukushima: calcoli

Come esempio di calcolo, utilizzando i dati del Paragrafo 4. **L'esempio di Fukushima: dati**, è possibile stimare gli inventari di combustibile per le unità danneggiate 1, 2 e 3 di Fukushima-Daiichi. I calcoli si riferiscono ai noccioli nella loro interezza. In Tabella 9 è mostrato l'inventario per l'Unità 1 con l'attività in Bq. Analogamente in Tabella 10 per l'Unità 3. Per l'Unità 2 si può supporre un inventario analogo a quello dell'Unità 3, le due unità essendo praticamente uguali.

A titolo di confronto, è interessante paragonare le valutazioni sul Termine Sorgente compiute da IRSN ed i valori di inventario calcolati e riportati in Tabella 9 e Tabella 10 relativamente agli isotopi dello Xe. Infatti tali prodotti di fissione sono estremamente volatili ed è possibile ipotizzare che in un incidente severo con fusione quasi completa del nocciolo e sfogo in atmosfera (come peraltro è accaduto proprio alle Unità 1, 2 e 3 di Fukushima) la quasi totalità (ordine di grandezza 90-95%) dell'inventario venga rilasciato. In Tabella 11 è mostrato il confronto tra l'inventario totale delle due Unità a t=0 (cioè in ipotesi di rilascio immediatamente dopo lo SCRAM) e le stime IRSN di Termine Sorgente. L'accordo è discreto ma non completamente soddisfacente per Xe131 e Xe133; è in disaccordo di circa 2 ordini di grandezza per Xe135. Che il calcolo di Xe135 fatto con ORIGEN possa considerarsi corretto è suggerito dal fatto che altri centri di ricerca [10] hanno stimato l'inventario di tale isotopo per l'intero sito di Fukushima-Daiichi, in condizioni di equilibrio ed a piena potenza, in 4.5E18 Bq, che è maggiore, e comunque dello stesso ordine di grandezza, dunque sostanzialmente in accordo, del valore delle sole Unità 1 e 3.

	Tempo di decadimento dallo SCRAM in giorni								
	0	1	2	5	10	15	20	30	
H---3	1.3902E+15	1.3899E+15	1.3897E+15	1.3891E+15	1.3880E+15	1.3869E+15	1.3859E+15	1.3837E+15	
C--14	1.3835E+12	1.3835E+12	1.3835E+12	1.3835E+12	1.3835E+12	1.3835E+12	1.3835E+12	1.3835E+12	
S--35	5.9561E+13	5.9091E+13	5.8625E+13	5.7247E+13	5.5025E+13	5.2889E+13	5.0833E+13	4.6961E+13	
A--41	5.3958E+08	5.9931E+04	6.6563E+00	0.0000E+00	0.0000E+00	0.0000E+00	0.0000E+00	0.0000E+00	
MN-54	3.2570E+12	3.2499E+12	3.2426E+12	3.2210E+12	3.1855E+12	3.1505E+12	3.1156E+12	3.0474E+12	
FE-59	1.1616E+12	1.1439E+12	1.1265E+12	1.0757E+12	9.9616E+11	9.2247E+11	8.5423E+11	7.3253E+11	
CO-60	1.8291E+14	1.8285E+14	1.8278E+14	1.8259E+14	1.8226E+14	1.8193E+14	1.8160E+14	1.8095E+14	
KR-85M	4.0591E+17	1.0024E+16	2.4455E+14	3.5513E+09	3.0695E+01	2.6534E-07	2.2934E-15	0.0000E+00	
KR-88	1.0278E+18	2.9399E+15	8.4032E+12	1.9620E+05	0.0000E+00	0.0000E+00	0.0000E+00	0.0000E+00	
RB-88	1.0445E+18	3.2829E+15	9.3832E+12	2.1908E+05	0.0000E+00	0.0000E+00	0.0000E+00	0.0000E+00	
SR-89	1.4224E+18	1.4034E+18	1.3843E+18	1.3284E+18	1.2403E+18	1.1581E+18	1.0813E+18	9.4257E+17	
SR-90	1.5460E+17	1.5459E+17	1.5458E+17	1.5455E+17	1.5450E+17	1.5445E+17	1.5440E+17	1.5430E+17	
SR-91	1.8103E+18	3.1596E+17	5.5045E+16	2.9110E+14	4.6722E+10	7.4997E+06	1.2038E+03	3.1015E-05	
Y--90	1.5869E+17	1.5776E+17	1.5703E+17	1.5570E+17	1.5484E+17	1.5457E+17	1.5446E+17	1.5434E+17	
Y--91	1.8397E+18	1.8289E+18	1.8093E+18	1.7465E+18	1.6460E+18	1.5514E+18	1.4621E+18	1.2988E+18	
ZR-95	2.4254E+18	2.3995E+18	2.3737E+18	2.2978E+18	2.1766E+18	2.0619E+18	1.9531E+18	1.7526E+18	
NB-95	2.4210E+18	2.4208E+18	2.4201E+18	2.4152E+18	2.3983E+18	2.3719E+18	2.3376E+18	2.2499E+18	
MO-99	2.5905E+18	2.0139E+18	1.5652E+18	7.3480E+17	2.0837E+17	5.9091E+16	1.6757E+16	1.3475E+15	
TC-99M	2.2666E+18	1.9246E+18	1.5061E+18	7.0747E+17	2.0062E+17	5.6892E+16	1.6135E+16	1.2813E+15	
RU103	2.0065E+18	1.9715E+18	1.9371E+18	1.8374E+18	1.6825E+18	1.5406E+18	1.4108E+18	1.1829E+18	
RU105	1.3161E+18	3.1958E+16	7.5332E+14	9.8670E+09	7.1814E+01	5.2267E-07	3.8039E-15	0.0000E+00	
RU106	6.5205E+17	6.5081E+17	6.4961E+17	6.4593E+17	6.3989E+17	6.3391E+17	6.2797E+17	6.1624E+17	
RH105	1.2709E+18	9.1102E+17	5.7191E+17	1.3946E+17	1.3271E+16	1.2628E+15	1.2016E+14	1.0881E+12	
RH106	6.9744E+17	6.5081E+17	6.4961E+17	6.4593E+17	6.3989E+17	6.3391E+17	6.2797E+17	6.1624E+17	
SB125	1.8968E+16	1.8977E+16	1.8984E+16	1.8997E+16	1.8997E+16	1.8977E+16	1.8944E+16	1.8851E+16	
TE129	4.0578E+17	5.4695E+16	4.4010E+16	4.1132E+16	3.7101E+16	3.3465E+16	3.0184E+16	2.4559E+16	
TE129M	6.9703E+16	6.8652E+16	6.7258E+16	6.3222E+16	5.7025E+16	5.1437E+16	4.6395E+16	3.7748E+16	
TE131M	1.9458E+17	1.1233E+17	6.4520E+16	1.2224E+16	7.6401E+14	4.7751E+13	2.9845E+12	1.1658E+10	
TE132	1.9233E+18	1.5555E+18	1.2574E+18	6.6422E+17	2.2928E+17	7.9146E+16	2.7321E+16	3.2555E+15	
I-131	1.3718E+18	1.2753E+18	1.1771E+18	9.1577E+17	5.9642E+17	3.8764E+17	2.5190E+17	1.0637E+17	
I-132	1.9523E+18	1.6026E+18	1.2955E+18	6.8435E+17	2.3623E+17	8.1546E+16	2.8149E+16	3.3541E+15	
I-133	2.8136E+18	1.3022E+18	5.8525E+17	5.3128E+16	9.7412E+14	1.7861E+13	3.2748E+11	1.1010E+08	
I-134	3.1561E+18	2.9797E+10	1.7102E+02	0.0000E+00	0.0000E+00	0.0000E+00	0.0000E+00	0.0000E+00	
I-135	2.6546E+18	2.1438E+17	1.7306E+16	9.1034E+12	3.1203E+07	1.0696E+02	3.6663E-04	0.0000E+00	
XE131M	1.4878E+16	1.4850E+16	1.4763E+16	1.4203E+16	1.2638E+16	1.0761E+16	8.8971E+15	5.7455E+15	
XE133	2.8131E+18	2.7122E+18	2.4920E+18	1.7557E+18	9.1806E+17	4.7552E+17	2.4586E+17	6.5617E+16	
XE135	8.6357E+17	7.0559E+17	1.5890E+17	8.2228E+14	8.9801E+10	9.5429E+06	1.0132E+03	1.1421E-05	
CS134	1.7246E+17	1.7230E+17	1.7214E+17	1.7167E+17	1.7088E+17	1.7010E+17	1.6932E+17	1.6777E+17	
CS136	5.8683E+16	5.5672E+16	5.2816E+16	4.5097E+16	3.4655E+16	2.6632E+16	2.0465E+16	1.2085E+16	
CS137	1.9673E+17	1.9672E+17	1.9671E+17	1.9667E+17	1.9661E+17	1.9655E+17	1.9649E+17	1.9636E+17	
CS138	2.6821E+18	0.0000E+00	0.0000E+00	0.0000E+00	0.0000E+00	0.0000E+00	0.0000E+00	0.0000E+00	
BA139	2.5354E+18	1.7100E+13	1.0340E+08	0.0000E+00	0.0000E+00	0.0000E+00	0.0000E+00	0.0000E+00	
BA140	2.4566E+18	2.3267E+18	2.2035E+18	1.8717E+18	1.4259E+18	1.0863E+18	8.2756E+17	4.8030E+17	
LA140	2.5105E+18	2.4686E+18	2.3981E+18	2.1151E+18	1.6370E+18	1.2504E+18	9.5301E+17	5.5314E+17	
CE141	2.3247E+18	2.2879E+18	2.2398E+18	2.1010E+18	1.8885E+18	1.6974E+18	1.5258E+18	1.2327E+18	

CE143	2.2095E+18	1.3442E+18	8.1199E+17	1.7896E+17	1.4392E+16	1.1573E+15	9.3067E+13	6.0185E+11
CE144	1.9436E+18	1.9389E+18	1.9342E+18	1.9201E+18	1.8969E+18	1.8739E+18	1.8513E+18	1.8068E+18
PR143	2.2014E+18	2.1787E+18	2.1227E+18	1.8796E+18	1.4702E+18	1.1402E+18	8.8347E+17	5.3030E+17
U-234	3.4125E+12	3.4125E+12	3.4125E+12	3.4125E+12	3.4125E+12	3.4127E+12	3.4127E+12	3.4130E+12
U-235	6.8070E+10	6.8070E+10	6.8070E+10	6.8070E+10	6.8070E+10	6.8070E+10	6.8070E+10	6.8070E+10
U-238	8.0464E+11	8.0464E+11	8.0464E+11	8.0464E+11	8.0464E+11	8.0464E+11	8.0464E+11	8.0464E+11
NP239	2.4196E+19	1.8152E+19	1.3524E+19	5.5926E+18	1.2838E+18	2.9470E+17	6.7653E+16	3.5727E+15
PU238	1.9828E+15	1.9876E+15	1.9913E+15	1.9983E+15	2.0045E+15	2.0088E+15	2.0127E+15	2.0199E+15
PU239	6.7459E+14	6.7625E+14	6.7751E+14	6.7962E+14	6.8078E+14	6.8103E+14	6.8111E+14	6.8111E+14
PU240	8.9373E+14	8.9373E+14	8.9373E+14	8.9373E+14	8.9373E+14	8.9373E+14	8.9373E+14	8.9373E+14
PU241	1.6661E+17	1.6658E+17	1.6656E+17	1.6650E+17	1.6639E+17	1.6628E+17	1.6617E+17	1.6595E+17
PU242	1.6376E+12	1.6376E+12	1.6376E+12	1.6376E+12	1.6376E+12	1.6376E+12	1.6376E+12	1.6376E+12
AM241	2.1340E+14	2.1413E+14	2.1486E+14	2.1705E+14	2.2069E+14	2.2433E+14	2.2797E+14	2.3525E+14
CM242	3.9365E+16	3.9363E+16	3.9252E+16	3.8784E+16	3.7971E+16	3.7171E+16	3.6389E+16	3.4874E+16
CM244	5.4987E+14	5.4995E+14	5.4990E+14	5.4972E+14	5.4944E+14	5.4914E+14	5.4887E+14	5.4829E+14

**Tabella 9: Inventario di Fukushima-Daiichi 1: attività in Bq.**

Va messo in evidenza che essendo Xe135 un isotopo a breve vita media (Xe131m e Xe133 hanno invece emivite abbastanza elevate), la sua concentrazione nel nocciolo raggiunge presto l'equilibrio per potenza termica erogata costante; inoltre potrebbe essere stato trascurato da IRSN il contributo di produzione di Xe135 dal decadimento del suo progenitore I135, anch'esso a breve vita media. Infine andrebbe tenuto conto anche l'effetto del non completo danneggiamento del nocciolo. Stime TEPCO, valutate con il codice di incidente severo MELCOR, pubblicate nel Rapporto alla Conferenza Interministeriale all'IAEA del 2011, indicano una fusione tra il 90% ed il 100% per il nocciolo dell'Unità 1 e di circa il 30% per il nocciolo dell'Unità 3. In definitiva, tenendo conto di questi fattori correttivi, si avrebbero i seguenti valori di attività al momento delle esplosioni:

Xe131m:  $0.95 \times 0.9 \times 1.5E16 + 0.3 \times 0.9 \times 2.6E16 = 2E16$  Bq

Xe133:  $0.95 \times 0.9 \times 2.8E18 + 0.3 \times 0.9 \times 4.8E18 = 3.7E18$  Bq

Xe135:  $0.95 \times 0.9 \times D(24) \times 8.6E17 + 0.3 \times 0.9 \times D(69) \times 1.4E18 = 0.95 \times 0.9 \times A_1(24) + 0.3 \times 0.9 \times A_3(69) \approx 6E17$  Bq

essendo D(T) un fattore che tiene conto della reale concentrazione dell'isotopo dopo un tempo T dallo scram. D(24) tiene conto del delay in ore tra SCRAM ed esplosione dell'Unità 1; D(69) del delay in ore tra SCRAM ed esplosione dell'Unità 3 [6].

	Tempo di decadimento dallo SCRAM in giorni							
	0	1	2	5	10	15	20	30
H--3	1.9109E+15	1.9106E+15	1.9103E+15	1.9094E+15	1.9080E+15	1.9065E+15	1.9050E+15	1.9021E+15
C--14	1.8344E+12	1.8344E+12	1.8344E+12	1.8344E+12	1.8344E+12	1.8344E+12	1.8344E+12	1.8344E+12
S--35	9.7669E+13	9.6901E+13	9.6136E+13	9.3878E+13	9.0230E+13	8.6727E+13	8.3361E+13	7.7010E+13
A--41	9.2452E+08	1.0268E+05	1.1404E+01	0.0000E+00	0.0000E+00	0.0000E+00	0.0000E+00	0.0000E+00
MN-54	5.3888E+12	5.3766E+12	5.3648E+12	5.3293E+12	5.2706E+12	5.2125E+12	5.1547E+12	5.0417E+12
FE-59	1.8521E+12	1.8239E+12	1.7961E+12	1.7151E+12	1.5883E+12	1.4708E+12	1.3620E+12	1.1680E+12
CO-60	2.5131E+14	2.5122E+14	2.5113E+14	2.5086E+14	2.5041E+14	2.4996E+14	2.4950E+14	2.4861E+14
KR-85M	7.1000E+17	1.7533E+16	4.2776E+14	6.2117E+09	5.3693E+01	4.6410E-07	4.0115E-15	0.0000E+00
KR-88	1.8013E+18	5.1527E+15	1.4727E+13	3.4384E+05	0.0000E+00	0.0000E+00	0.0000E+00	0.0000E+00
RB-88	1.8298E+18	5.7537E+15	1.6444E+13	3.8394E+05	0.0000E+00	0.0000E+00	0.0000E+00	0.0000E+00
SR-89	2.5026E+18	2.4691E+18	2.4354E+18	2.3372E+18	2.1822E+18	2.0374E+18	1.9023E+18	1.6583E+18
SR-90	2.1682E+17	2.1681E+17	2.1679E+17	2.1675E+17	2.1668E+17	2.1661E+17	2.1654E+17	2.1640E+17
SR-91	3.1667E+18	5.5269E+17	9.6288E+16	5.0918E+14	8.1730E+10	1.3119E+07	2.1057E+03	5.4250E-05
Y--90	2.2326E+17	2.2179E+17	2.2064E+17	2.1855E+17	2.1721E+17	2.1679E+17	2.1663E+17	2.1645E+17
Y--91	3.2295E+18	3.2104E+18	3.1759E+18	3.0657E+18	2.8894E+18	2.7232E+18	2.5666E+18	2.2799E+18
ZR-95	4.2119E+18	4.1670E+18	4.1221E+18	3.9903E+18	3.7799E+18	3.5806E+18	3.3918E+18	3.0436E+18
NB-95	4.2303E+18	4.2292E+18	4.2275E+18	4.2178E+18	4.1861E+18	4.1385E+18	4.0769E+18	3.9214E+18
MO-99	4.4671E+18	3.4729E+18	2.6991E+18	1.2671E+18	3.5935E+17	1.0190E+17	2.8897E+16	2.3238E+15
TC-99M	3.9086E+18	3.3189E+18	2.5972E+18	1.2200E+18	3.4597E+17	9.8111E+16	2.7824E+16	2.2096E+15
RU103	3.3618E+18	3.3032E+18	3.2455E+18	3.0785E+18	2.8189E+18	2.5813E+18	2.3636E+18	1.9819E+18
RU105	2.2069E+18	5.3586E+16	1.2631E+15	1.6544E+10	1.2041E+02	8.7639E-07	6.7383E-15	0.0000E+00
RU106	9.9547E+17	9.9360E+17	9.9172E+17	9.8615E+17	9.7690E+17	9.6775E+17	9.5868E+17	9.4080E+17
RH105	2.1198E+18	1.5206E+18	9.5457E+17	2.3279E+17	2.2151E+16	2.1078E+15	2.0057E+14	1.8161E+12
RH106	1.0827E+18	9.9360E+17	9.9172E+17	9.8615E+17	9.7690E+17	9.6775E+17	9.5868E+17	9.4080E+17
SB125	2.7276E+16	2.7293E+16	2.7308E+16	2.7339E+16	2.7355E+16	2.7337E+16	2.7296E+16	2.7170E+16
TE129	6.9205E+17	9.3363E+16	7.5121E+16	7.0210E+16	6.3331E+16	5.7123E+16	5.1527E+16	4.1920E+16
TE129M	1.1898E+17	1.1718E+17	1.1481E+17	1.0792E+17	9.7342E+16	8.7802E+16	7.9198E+16	6.4433E+16
TE131M	3.3144E+17	1.9136E+17	1.0990E+17	2.0823E+16	1.3015E+15	8.1340E+13	5.0838E+12	1.9859E+10
TE132	3.3076E+18	2.6750E+18	2.1624E+18	1.1423E+18	3.9430E+17	1.3612E+17	4.6984E+16	5.5985E+15
I-131	2.3543E+18	2.1884E+18	2.0198E+18	1.5714E+18	1.0234E+18	6.6513E+17	4.3225E+17	1.8252E+17
I-132	3.3562E+18	2.7561E+18	2.2280E+18	1.1769E+18	4.0627E+17	1.4024E+17	4.8410E+16	5.7683E+15
I-133	4.8487E+18	2.2440E+18	1.0085E+18	9.1551E+16	1.6786E+15	3.0778E+13	5.6434E+11	1.8972E+08

I-134	5.4459E+18	5.1495E+10	2.9555E+02	0.0000E+00	0.0000E+00	0.0000E+00	0.0000E+00	0.0000E+00	0.0000E+00
I-135	4.5767E+18	3.6961E+17	2.9836E+16	1.5694E+13	5.3798E+07	1.8440E+02	6.3209E-04	0.0000E+00	0.0000E+00
XE131M	2.5523E+16	2.5477E+16	2.5327E+16	2.4368E+16	2.1683E+16	1.8462E+16	1.5265E+16	9.8580E+15	9.8580E+15
XE133	4.8449E+18	4.6713E+18	4.2922E+18	3.0239E+18	1.5812E+18	8.1903E+17	4.2345E+17	1.1302E+17	1.1302E+17
XE135	1.3693E+18	1.1973E+18	2.7086E+17	1.4049E+15	1.5347E+11	1.6309E+07	1.7316E+03	1.9519E-05	1.9519E-05
CS134	2.4922E+17	2.4899E+17	2.4876E+17	2.4808E+17	2.4694E+17	2.4580E+17	2.4467E+17	2.4243E+17	2.4243E+17
CS136	9.1837E+16	8.7124E+16	8.2655E+16	7.0572E+16	5.4232E+16	4.1677E+16	3.2026E+16	1.8913E+16	1.8913E+16
CS137	2.7398E+17	2.7397E+17	2.7395E+17	2.7390E+17	2.7381E+17	2.7373E+17	2.7364E+17	2.7346E+17	2.7346E+17
CS138	4.6330E+18	0.0000E+00	0.0000E+00	0.0000E+00	0.0000E+00	0.0000E+00	0.0000E+00	0.0000E+00	0.0000E+00
BA139	4.3837E+18	2.9568E+13	1.7878E+08	0.0000E+00	0.0000E+00	0.0000E+00	0.0000E+00	0.0000E+00	0.0000E+00
BA140	4.2473E+18	4.0227E+18	3.8095E+18	3.2358E+18	2.4651E+18	1.8780E+18	1.4307E+18	8.3037E+17	8.3037E+17
LA140	4.3336E+18	4.2633E+18	4.1430E+18	3.6561E+18	2.8301E+18	2.1618E+18	1.6476E+18	9.5631E+17	9.5631E+17
CE141	4.0129E+18	3.9496E+18	3.8665E+18	3.6269E+18	3.2601E+18	2.9303E+18	2.6339E+18	2.1280E+18	2.1280E+18
CE143	3.8279E+18	2.3290E+18	1.4068E+18	3.1006E+17	2.4934E+16	2.0051E+15	1.6124E+14	1.0427E+12	1.0427E+12
CE144	3.2335E+18	3.2257E+18	3.2178E+18	3.1944E+18	3.1558E+18	3.1176E+18	3.0799E+18	3.0059E+18	3.0059E+18
PR143	3.8119E+18	3.7726E+18	3.6756E+18	3.2547E+18	2.5459E+18	1.9744E+18	1.5298E+18	9.1826E+17	9.1826E+17
U-234	5.0772E+12	5.0772E+12	5.0772E+12	5.0772E+12	5.0772E+12	5.0775E+12	5.0775E+12	5.0779E+12	5.0779E+12
U-235	1.0699E+11	1.0699E+11	1.0699E+11	1.0699E+11	1.0699E+11	1.0699E+11	1.0699E+11	1.0699E+11	1.0699E+11
U-238	1.1100E+12	1.1100E+12	1.1100E+12	1.1100E+12	1.1100E+12	1.1100E+12	1.1100E+12	1.1100E+12	1.1100E+12
NP239	4.0470E+19	3.0360E+19	2.2619E+19	9.3541E+18	2.1472E+18	4.9290E+17	1.1315E+17	5.9728E+15	5.9728E+15
PU238	2.6747E+15	2.6824E+15	2.6882E+15	2.6990E+15	2.7076E+15	2.7131E+15	2.7180E+15	2.7270E+15	2.7270E+15
PU239	9.6914E+14	9.7193E+14	9.7401E+14	9.7756E+14	9.7947E+14	9.7993E+14	9.8003E+14	9.8007E+14	9.8007E+14
PU240	1.1892E+15	1.1892E+15	1.1892E+15	1.1892E+15	1.1892E+15	1.1892E+15	1.1892E+15	1.1892E+15	1.1892E+15
PU241	2.3761E+17	2.3758E+17	2.3754E+17	2.3745E+17	2.3729E+17	2.3714E+17	2.3698E+17	2.3667E+17	2.3667E+17
PU242	2.1556E+12	2.1556E+12	2.1557E+12	2.1557E+12	2.1557E+12	2.1557E+12	2.1557E+12	2.1557E+12	2.1557E+12
AM241	2.4979E+14	2.5083E+14	2.5187E+14	2.5499E+14	2.6019E+14	2.6539E+14	2.7058E+14	2.8095E+14	2.8095E+14
CM242	4.8977E+16	4.8991E+16	4.8862E+16	4.8285E+16	4.7269E+16	4.6275E+16	4.5301E+16	4.3416E+16	4.3416E+16
CM244	7.2892E+14	7.2906E+14	7.2899E+14	7.2878E+14	7.2840E+14	7.2801E+14	7.2763E+14	7.2687E+14	7.2687E+14

**Tabella 10: Inventario di Fukushima-Daiichi 3: attività in Bq.**

	Inventario @ t=0 (Bq)	ST IRSN (Bq)
<b>Xe131m</b>	6.7E16	2E16
<b>Xe133</b>	1.2E19	2E18
<b>Xe135</b>	3.7E18	2E16

**Tabella 11: Confronto inventario vs Termine Sorgente IRSN.**

Se si tenesse conto del solo decadimento e delle sole Unità 1 e 3 si avrebbe:

$$\text{Xe135: } 0.95 \times 0.9 \times \tilde{D}(24) \times 8.6 \text{E}17 + 0.3 \times 0.9 \times \tilde{D}(69) \times 1.4 \text{E}18 \approx 1.2 \text{E}17 \text{ Bq}$$

con

$$\tilde{D}(24) = e^{-\lambda \cdot 24} \cong 0.16$$

$$\tilde{D}(69) = e^{-\lambda \cdot 69} \cong 0.005$$

$$\lambda = \frac{\ln(2)}{T_{1/2}}$$

che è comunque un valore di attività ancora molto superiore a quello di IRSN. Sembra potersi concludere che la stima del Termine Sorgente IRSN per l'isotopo Xe135 sia dunque data per grande difetto (di un fattore oscillante circa tra 10 e 30). E' interessante notare come i rapporti di attività per t=0 degli isotopi dello Xenon calcolati con ORIGEN siano

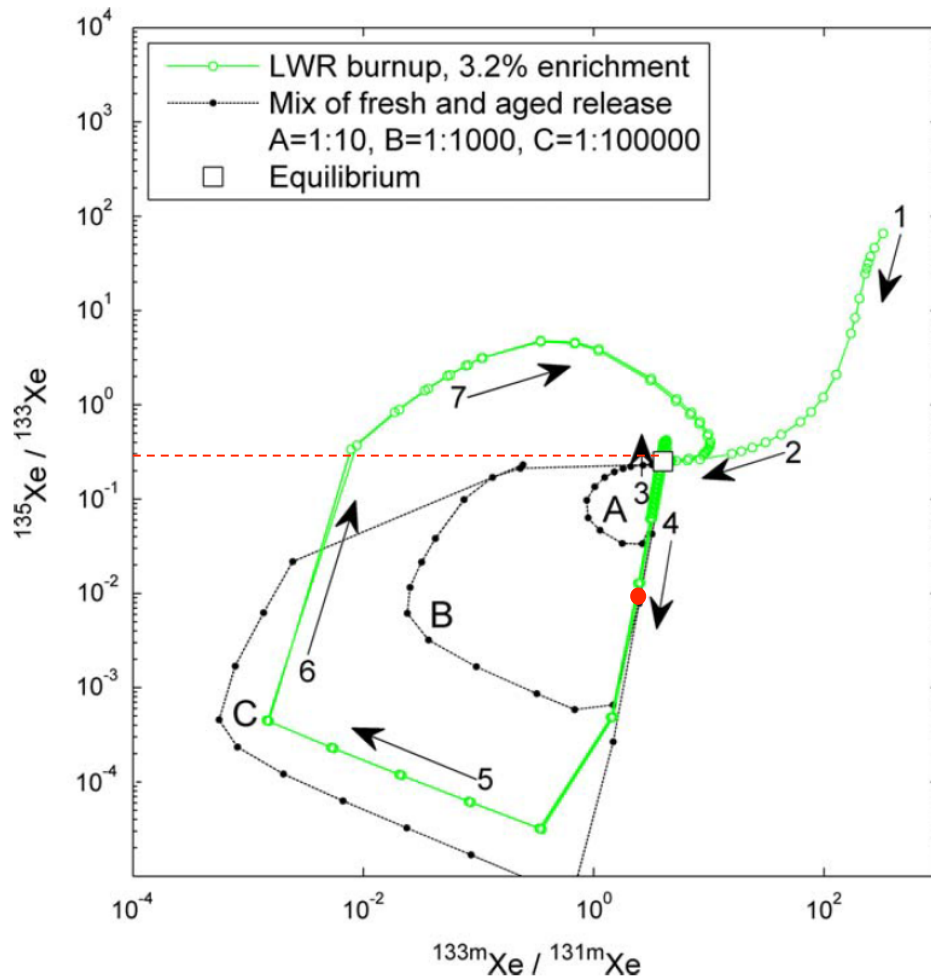


Figura 6: Rapporti isotopici dello Xenio per un LWR (curva verde) [11].

in ottimo accordo con i calcoli, prodotti da Kalinowski e Pistner [11] per un tipico LWR arricchito al 3.2%, graficati in Figura 6. In tale figura il quadrato centrale rappresenta il punto nello spazio delle fasi dei rapporti isotopici in attività dello Xenio all’equilibrio; la traiettoria da 1 a 2, sino all’equilibrio, rappresenta l’evoluzione del combustibile fresco (BOL) verso l’equilibrio stesso; la parte di traiettoria 3 rappresenta una rapida fase subito dopo lo spegnimento del reattore; la parte di traiettoria 4 rappresenta il decadimento radioattivo a reattore spento; la parte di traiettoria 5 rappresenta un intervallo di revisione del reattore a basso flusso di 30 giorni di durata; la parte di traiettoria 6 rappresenta il restart del reattore e la parte 7 il ripristino dell’equilibrio a piena potenza. I rapporti di attività calcolati con ORIGEN per Fukushima 1 e 3 a  $t=0$ , cioè essenzialmente all’equilibrio, valgono rispettivamente:

$$\left(\frac{A_{135Xe}}{A_{133Xe}}\right)_1 \cong 0.31$$

$$\left(\frac{A_{135Xe}}{A_{133Xe}}\right)_3 \cong 0.28$$

e tali valori sono rappresentati dalla linea rossa tratteggiata in Figura 6. Il puntino rosso rappresenta lo stato delle due unità a circa 3 giorni dallo spegnimento nell’ipotesi di assenza di incidente.

Per cercare di capire meglio la discrepanza col dato IRSN si è analizzato in maggior dettaglio temporale l’andamento degli isotopi dello Xe nelle Unità 1 e 3.

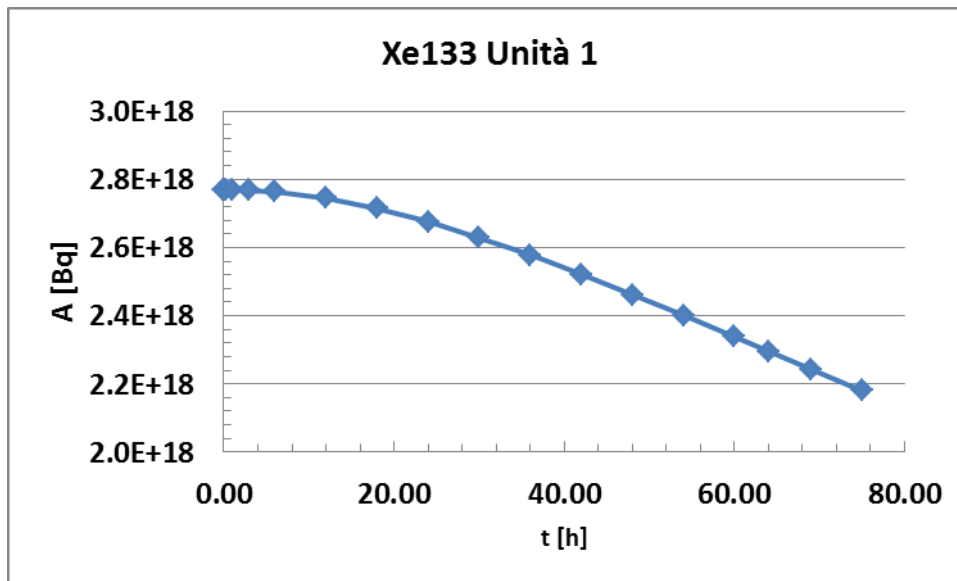


Figura 7: Andamento temporale di Xe133 in Unità 1.

In particolare in Figura 7 è riportato l'andamento dell'attività dello Xe133 nel nocciolo dell'Unità 1 al variare del tempo; il calcolo è stato fatto assumendo l'intero nocciolo bruciato a 22.5 GWd/MTU (per la validità di questa approssimazione si veda il paragrafo successivo), che è il valor medio tra BOC ed EOC. Tenendo conto che l'esplosione dell'Unità 1 è avvenuta a 24 ore dallo SCRAM si può concludere che l'attività dello Xe133 nel nocciolo è rimasta essenzialmente costante nelle 24 ore e maggiore di  $1E18$  Bq. In Figura 8 è invece mostrata l'attività nel nocciolo dell'Unità 1 di Xe135 (linea blu) per lo stesso valore di burnup. Poiché si ignora l'istante temporale in cui gli isotopi dello Xenon si sono separati dai loro progenitori, si è mostrata in figura anche la linea (linea rossa) che rappresenta il puro decadimento dello Xe135 a partire dall'attività iniziale subito dopo lo SCRAM. Il puro decadimento per una separazione verificatasi ad ogni altro istante successivo è rappresentato da una retta parallela alla linea rossa e fatta partire da uno dei punti generici della linea blu. Il valore di  $1E16$  è raggiunto non prima di 60 ore dallo SCRAM. In Figura 9 è rappresentata nello spazio delle fasi la curva dei rapporti isotopici delle attività nel nocciolo dell'Unità 1; il tempo, tra 0 ed 80 ore a partire dallo SCRAM, procede da sinistra verso destra.

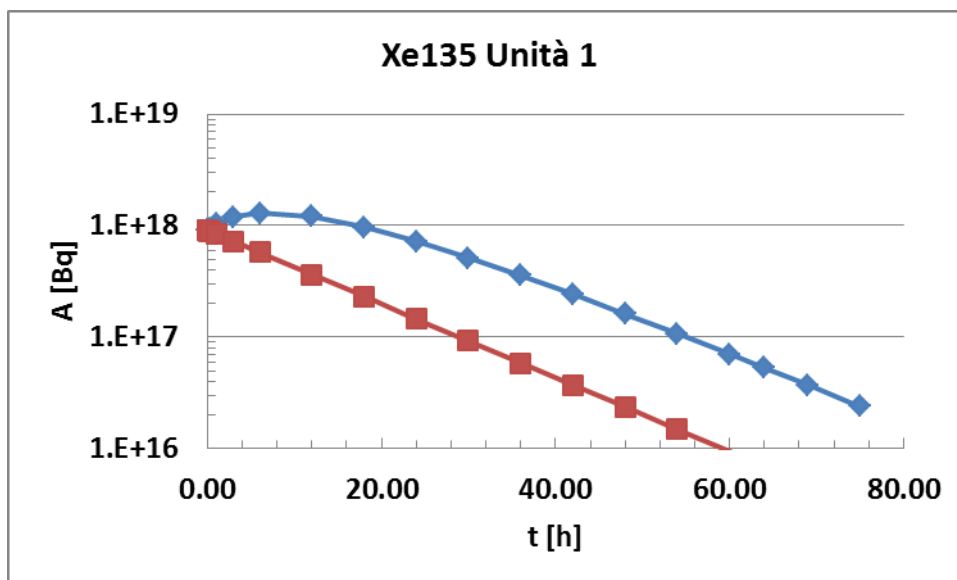


Figura 8: Andamento temporale Xe135 Unità 1 (linea blu).

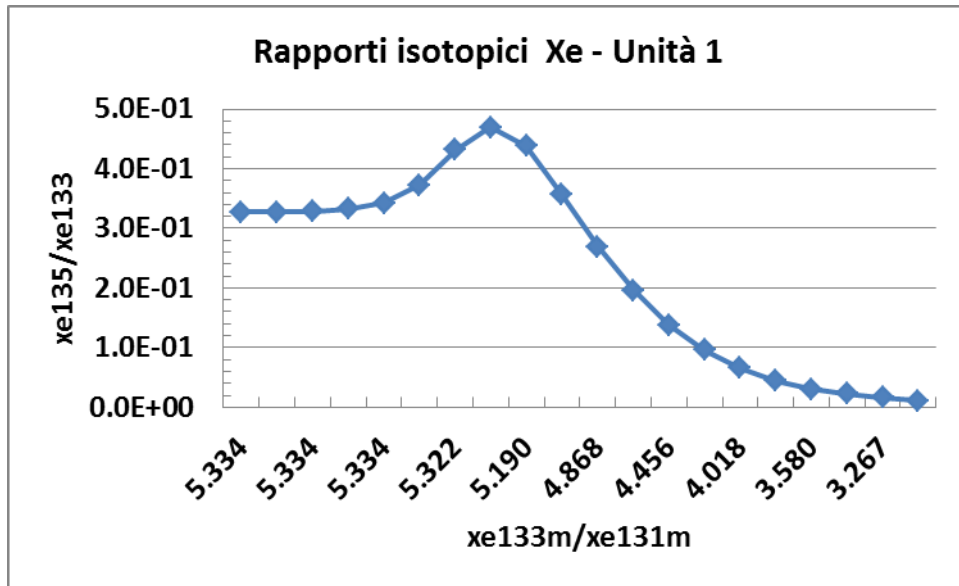


Figura 9: Rapporti isotopici per Unità 1.

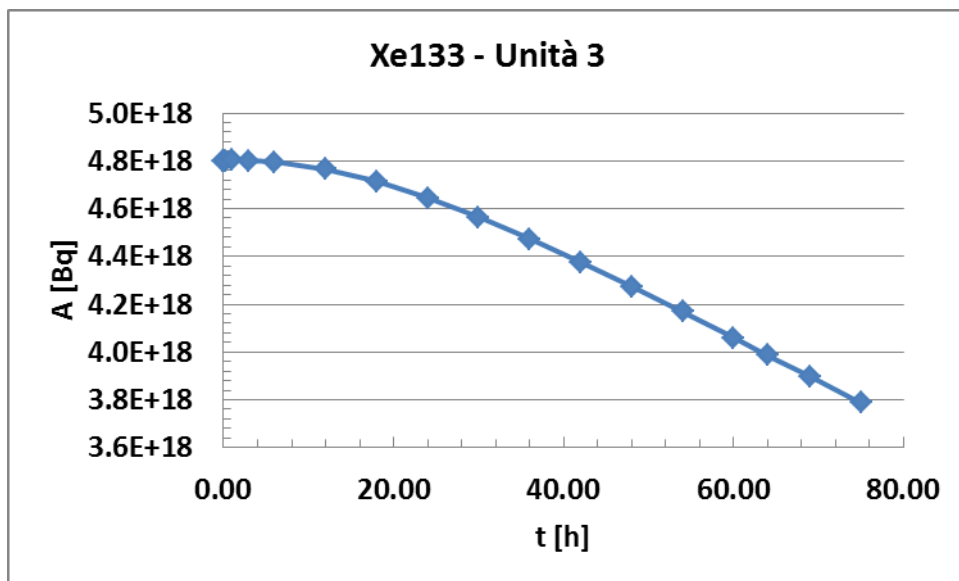


Figura 10: Andamento temporale di Xe133 per Unità 3.

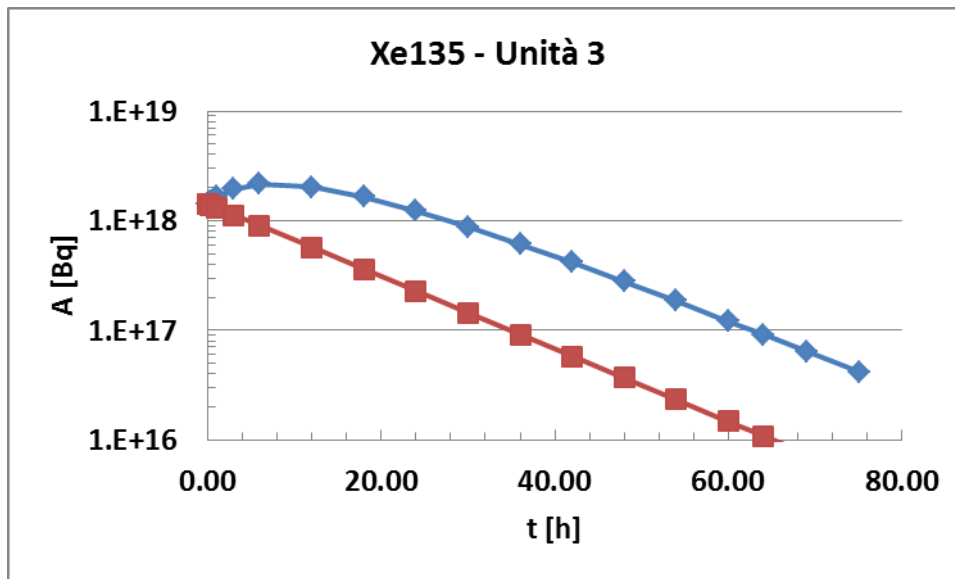


Figura 11: Andamento temporale Xe135 Unità 3.

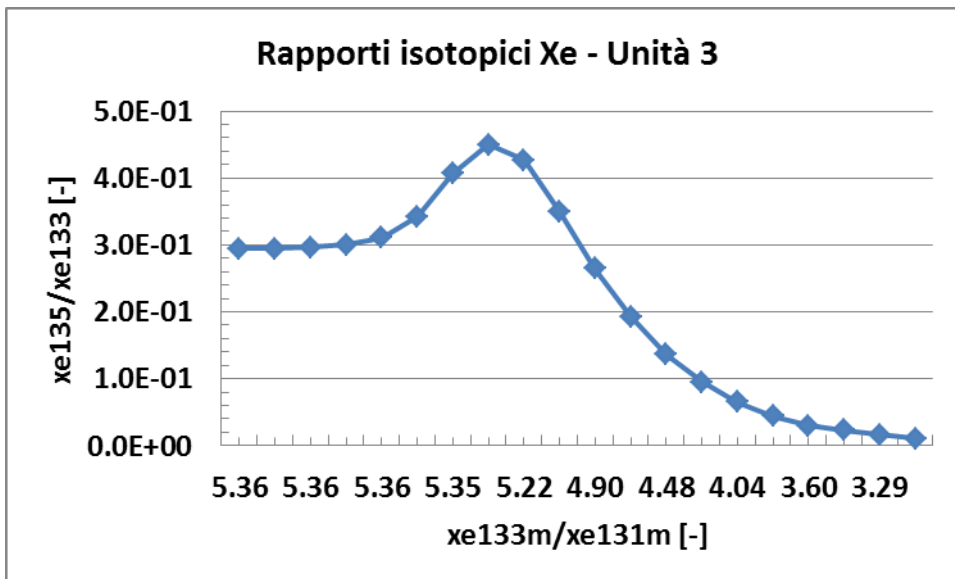


Figura 12: Rapporti isotopici per Unità 3.

In Figura 10, Figura 11 e Figura 12 sono riportati gli andamenti per l'Unità 3. Le considerazioni sono del tutto analoghe a quelle dell'Unità 1.

Anche applicando i fattori correttivi per tenere in conto della fuoriuscita dello Xenon dall'impianto (0.9) e della fusione del nocciolo (0.9 e 0.3 per Unità 1 e 3 rispettivamente) non si riesce a scendere a valori totali di attività dell'ordine di 1E16 Bq nelle prime 24 ore dallo SCRAM. E questo è valido *a fortiori* se si aggiunge anche la quota parte di Xenon dell'Unità 2.

Calcoli parametrici sul burnup medio di nocciolo tra i valori di BOC ed EOC non mostrano variazioni significative nei risultati rispetto a quelli per 22.5 GWd/MTU.

Anche da queste analisi sembra dunque potersi concludere che il dato IRSN per il termine sorgente relativo allo Xe135 sia sottostimato.

## 7. Esempio di calcolo per un PWR

Come ulteriore esempio di calcolo di inventario di combustibile viene presentato il caso di un benchmark OECD/NEA sul bruciamento di assembly PWR ad UO<sub>2</sub> [12]. Si tratta dello studio dell'evoluzione del combustibile in un assembly 17x17, senza barre di controllo, sino a 30 GWd/MTU e con periodo di raffreddamento nullo (caso 1 del benchmark). L'assembly, Figura 13, è costituito da 264 celle elementari di fuel, tutte uguali tra loro, Figura 14, con arricchimento in U235 al 4% in massa, e da 25 celle, Figura 15, costituite da tubi guida. La concentrazione di boro nel moderatore è di 456 ppm in massa. La potenza specifica è di 38 W/gU = 38 MW/MTU supposta costante nel tempo. La densità dell'acqua è pari a 0.726 g/cm<sup>3</sup>.

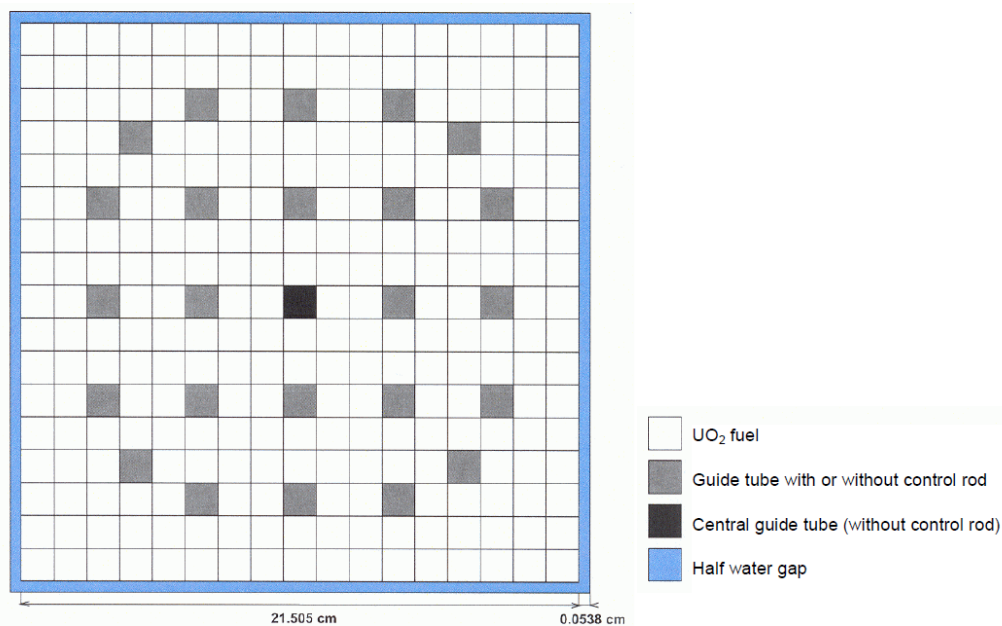


Figura 13: Assembly PWR 17x17.

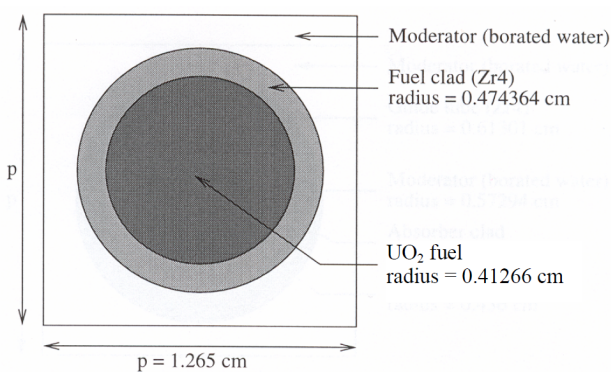


Figura 14: Cella elementare di fuel dell'assembly 17x17.

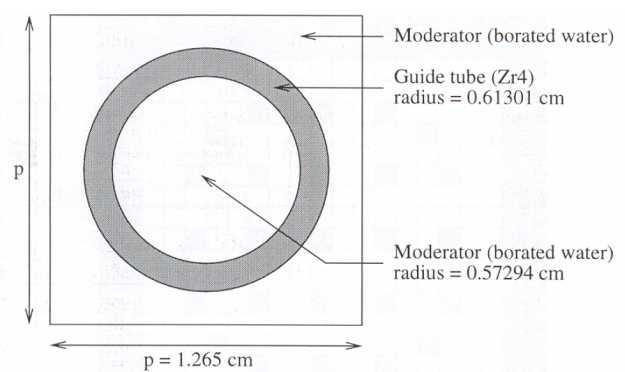


Figura 15: Tubo guida dell'assembly 17x17.

Il calcolo è stato fatto assimilando l'assembly del benchmark all'assembly Westinghouse 17x17 (W17x17) di ORIGIN-ARP. La scelta di assimilare l'assembly del benchmark all'assembly W17x17 è giustificata in quanto i dati geometrici dei due assembly sono quasi identici (vedi Appendice).

Il file di input per ORIGIN-S generato da ORIGIN-ARP è stato successivamente modificato per poter disporre in output delle concentrazioni in atomi/b-cm. I risultati sono mostrati in Tabella 12.



C @ 30000 MWd/TU [atom/barn.cm]				
Case	A	B	-	
	ORIGEN-S	Benchmark Average	Benchmark RSD (%)	(A-B)/B (%)
	2012	2006	2006	2012
u234	5.118E-06	5.14E-06	2.1	-0.4
u235	3.373E-04	3.403E-04	1.5	-0.9
u236	1.027E-04	1.005E-04	2.0	2.2
u238	2.110E-02	2.111E-02	0.1	0.0
pu238	2.239E-06	2.050E-06	5.4	9.2
pu239	1.263E-04	1.240E-04	2.6	1.9
pu240	4.215E-05	4.103E-05	2.5	2.7
pu241	2.528E-05	2.453E-05	3.1	3.1
pu242	6.813E-06	6.292E-06	4.9	8.3
np237	8.658E-06	8.063E-06	5.1	7.4
am241	6.262E-07	6.044E-07	2.4	3.6
am243	1.184E-06	9.601E-07	9.5	23.3
rh103	2.081E-05	1.956E-05	12.1	6.4
cs133	4.275E-05	4.217E-05	1.9	1.4
nd143	2.993E-05	2.976E-05	1.0	0.6
nd145	2.382E-05	2.370E-05	1.1	0.5
gd155	1.200E-09	1.433E-09	39.8	-16.3
mo95	3.357E-05	3.341E-05	0.7	0.5
tc99	4.018E-05	3.986E-05	3.2	0.8
ru101	3.779E-05	3.722E-05	1.3	1.5
ag109	2.824E-06	2.816E-06	11.3	0.3
sm147	2.142E-06	2.161E-06	3.8	-0.9
sm149	9.654E-08	9.838E-08	4.9	-1.9
sm150	9.713E-06	9.328E-06	3.7	4.1
sm151	5.821E-07	4.909E-07	7.7	18.6
sm152	4.120E-06	3.820E-06	5.1	7.9
eu153	3.297E-06	3.365E-06	3.1	-2.0

**Tabella 12: Concentrazioni (atomi/b-cm) a 30000 MWd/MTU.**

In tale Tabella sono mostrati i risultati ottenuti con Origen-S, il valor medio ottenuto dal benchmark nel 2006, la deviazione standard relativa associata al valor medio del benchmark, e lo scarto relativo percentuale tra il calcolo Origen-S ed il valor medio del benchmark. Come si può notare, i dati delle ultime due colonne sono confrontabili. In Figura 16 è mostrato l'andamento della concentrazione degli attinidi al variare del burnup. Il burnup raggiunto di 30 GWd/MTU corrisponde a circa 790 effective full power days (efpd). Il calcolo ORIGEN restituisce anche un valore del flusso che aumenta, al variare del burnup, tra 3.8 e 4.2 E13 n/cm<sup>2</sup>s circa.

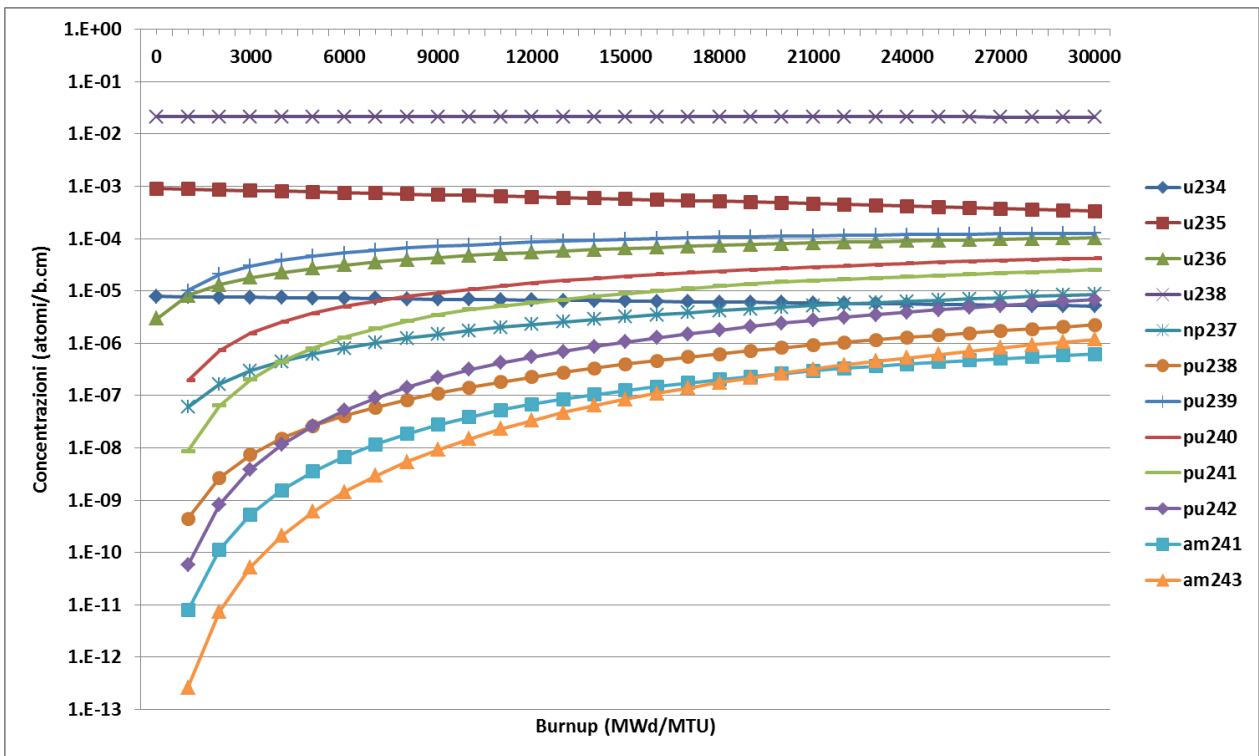


Figura 16: Concentrazione (atomi/b.cm) degli attinidi al variare del burnup.

Per l'assembly in esame è stato poi fatto un calcolo di potenza di decadimento. L'output di ORIGEN-S è stato post-trattato dal codice ancillare OPUS. In Figura 17 è mostrato l'andamento nelle 24 ore successive all'irraggiamento a 30 GWd/MTU del rapporto tra la potenza di decadimento e la potenza nominale espressa dall'assembly. In Figura 18 è mostrato il contributo isotopico alla potenza di decadimento di 1 MTU, essendo messi in evidenza tutti gli isotopi che contribuiscono maggiormente al valore della potenza a  $t=24$  h.

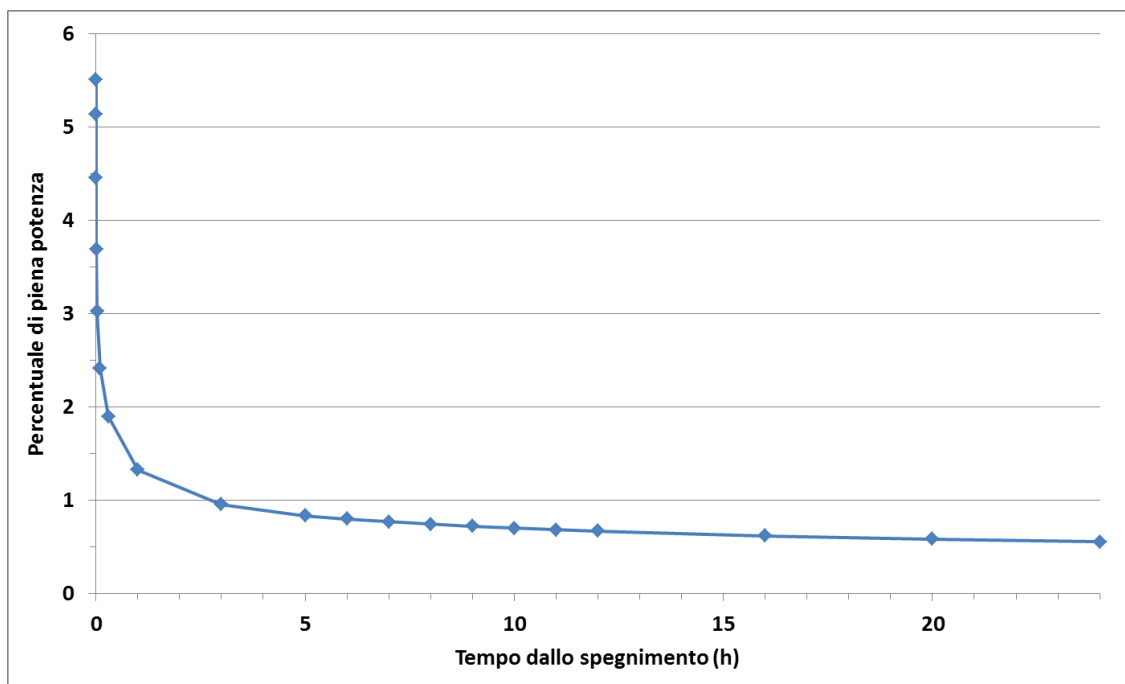


Figura 17: Potenza di decadimento come frazione (in %) della potenza nominale.

La potenza di decadimento nei primissimi istanti è ovviamente data da isotopi a brevissima vita media che, pur essendo presenti in quantità minime, contribuiscono molto alla potenza proprio per la loro brevissima vita media.

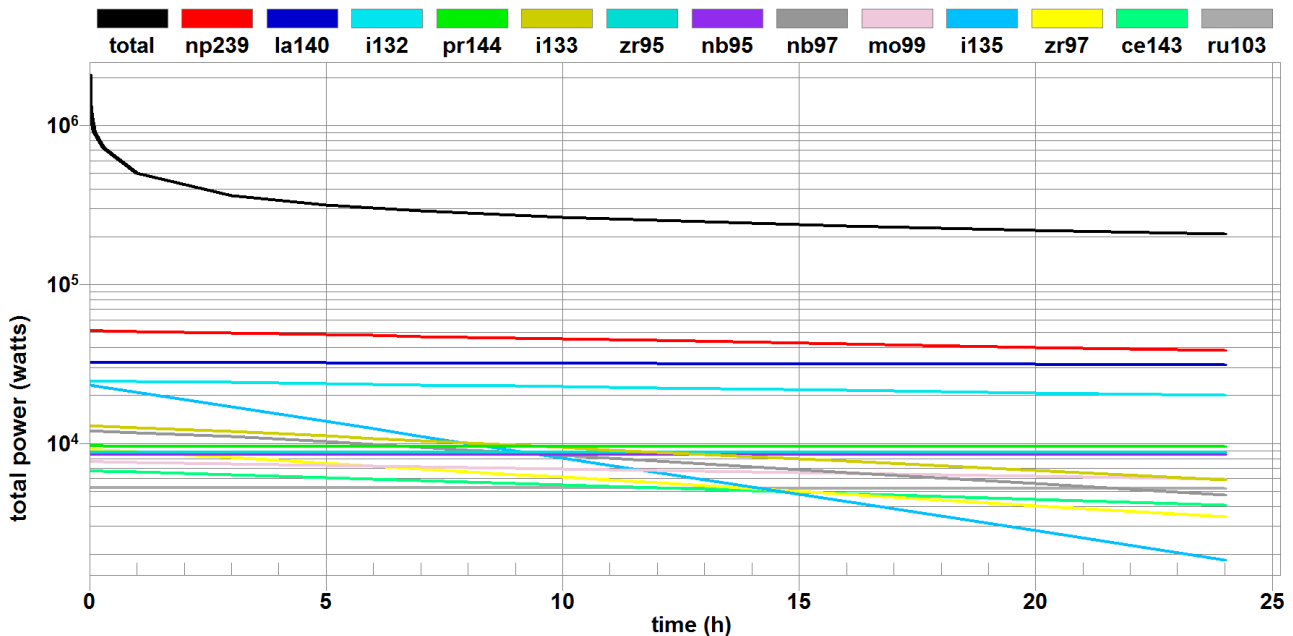


Figura 18: Contributo isotopico alla potenza di decadimento a t=24 h per 1 MTU.

E' evidente che i risultati varieranno al variare del burnup. Per un nocciolo occorrerà fare opportune somme sul numero degli assembly:

$$P(t) = \sum_{i=0}^n NASS_i P_i(t)$$

essendo  $NASS_i$  il numero di assembly presenti dentro il nocciolo e bruciati per i-cicli, e  $P_i$  la potenza erogata da 1 assembly che ha raggiunto il burnup corrispondente al ciclo i. Nel calcolo di  $P_i$  dovrà essere tenuta in considerazione il tempo di decadimento durante il refueling.

Infine con ORIGEN-S è possibile fare un confronto tra i risultati ottenibili bruciando un nocciolo medio nel senso di Tabella 4 e Tabella 5, e l'inventario medio di un nocciolo eterogeneo composto da 3 o 4 batches di fuel bruciati differentemente. Il confronto viene fatto sempre ricorrendo ai dati del benchmark e facendo riferimento ad una strategia a terzo di nocciolo con burnup massimo allo scarico di 45 GWd/MTU. I risultati sono presentati in Tabella 13.

	[g/MTU]						Var.	[g/MTU]			Var.
	0	1	2	3	Nocciolo medio	Nocciolo eterogeneo		No. medio	Nocciolo eterogeneo		
	0	15000	30000	45000	BOC (1)	BOC (0+1+2)/3		EOC (2)	EOC (1+2+3)/3		
	MWd/MTU	MWd/MTU	MWd/MTU	MWd/MTU			%			%	
H3	0	2.314E-02	5.026E-02	8.002E-02	2.314E-02	2.447E-02	5.4	5.026E-02	5.114E-02	1.7	
C14	0	1.104E-03	2.478E-03	3.969E-03	1.104E-03	1.194E-03	7.5	2.478E-03	2.517E-03	1.6	
Kr85m	0	3.877E-02	3.266E-02	2.784E-02	3.877E-02	2.381E-02	-62.8	3.266E-02	3.309E-02	1.3	
Kr88	0	6.893E-02	5.674E-02	4.716E-02	6.893E-02	4.189E-02	-64.6	5.674E-02	5.761E-02	1.5	
Rb88	0	7.278E-03	6.020E-03	5.032E-03	7.278E-03	4.433E-03	-64.2	6.020E-03	6.110E-03	1.5	
Sr89	0	4.161E+01	3.437E+01	2.851E+01	4.161E+01	2.533E+01	-64.3	3.437E+01	3.483E+01	1.3	
Sr90	0	2.970E+02	5.305E+02	7.159E+02	2.970E+02	2.758E+02	-7.7	5.305E+02	5.145E+02	-3.1	

Sr91	0	4.094E-01	3.456E-01	2.953E-01	4.094E-01	2.517E-01	<b>-62.8</b>	3.456E-01	3.501E-01	<b>1.3</b>
Y90	0	7.939E-02	1.430E-01	1.944E-01	7.939E-02	7.413E-02	<b>-7.1</b>	1.430E-01	1.389E-01	<b>-2.9</b>
Y91	0	6.246E+01	5.318E+01	4.536E+01	6.246E+01	3.855E+01	<b>-62.0</b>	5.318E+01	5.367E+01	<b>0.9</b>
Zr95	0	8.739E+01	8.152E+01	7.568E+01	8.739E+01	5.630E+01	<b>-55.2</b>	8.152E+01	8.153E+01	<b>0.01</b>
Nb95	0	4.742E+01	4.495E+01	4.168E+01	4.742E+01	3.079E+01	<b>-54.0</b>	4.495E+01	4.468E+01	<b>-0.6</b>
Mo99	0	4.038E+00	3.982E+00	3.940E+00	4.038E+00	2.673E+00	<b>-51.1</b>	3.982E+00	3.987E+00	<b>0.1</b>
Tc99m	0	3.247E-01	3.212E-01	3.188E-01	3.247E-01	2.153E-01	<b>-50.8</b>	3.212E-01	3.216E-01	<b>0.1</b>
Ru103	0	4.212E+01	4.908E+01	5.440E+01	4.212E+01	3.040E+01	<b>-38.6</b>	4.908E+01	4.853E+01	<b>-1.1</b>
Ru105	0	1.211E-01	1.617E-01	1.938E-01	1.211E-01	9.427E-02	<b>-28.5</b>	1.617E-01	1.589E-01	<b>-1.8</b>
Ru106	0	6.455E+01	1.412E+02	2.134E+02	6.455E+01	6.858E+01	<b>5.9</b>	1.412E+02	1.397E+02	<b>-1.1</b>
Rh105	0	8.989E-01	1.190E+00	1.410E+00	8.989E-01	6.963E-01	<b>-29.1</b>	1.190E+00	1.166E+00	<b>-2.0</b>
Rh106	0	7.056E-05	1.471E-04	2.199E-04	7.056E-05	7.255E-05	<b>2.8</b>	1.471E-04	1.459E-04	<b>-0.9</b>
Sb125	0	3.450E+00	7.050E+00	1.034E+01	3.450E+00	3.500E+00	<b>1.4</b>	7.050E+00	6.947E+00	<b>-1.5</b>
Te129	0	1.130E-02	1.285E-02	1.395E-02	1.130E-02	8.050E-03	<b>-40.4</b>	1.285E-02	1.270E-02	<b>-1.2</b>
Te129m	0	1.489E+00	1.709E+00	1.862E+00	1.489E+00	1.066E+00	<b>-39.7</b>	1.709E+00	1.687E+00	<b>-1.3</b>
Te131m	0	2.238E-01	2.479E-01	2.631E-01	2.238E-01	1.572E-01	<b>-42.3</b>	2.479E-01	2.449E-01	<b>-1.2</b>
Te132	0	4.767E+00	4.818E+00	4.849E+00	4.767E+00	3.195E+00	<b>-49.2</b>	4.818E+00	4.811E+00	<b>-0.1</b>
I131	0	8.039E+00	8.244E+00	8.372E+00	8.039E+00	5.428E+00	<b>-48.1</b>	8.244E+00	8.218E+00	<b>-0.3</b>
I132	0	1.417E-01	1.441E-01	1.456E-01	1.417E-01	9.527E-02	<b>-48.7</b>	1.441E-01	1.438E-01	<b>-0.2</b>
I133	0	1.839E+00	1.859E+00	1.839E+00	1.839E+00	1.233E+00	<b>-49.2</b>	1.859E+00	1.846E+00	<b>-0.7</b>
I134	0	9.088E-02	8.868E-02	8.697E-02	9.088E-02	5.985E-02	<b>-51.8</b>	8.868E-02	8.884E-02	<b>0.2</b>
I135	0	5.706E-01	5.675E-01	5.652E-01	5.706E-01	3.794E-01	<b>-50.4</b>	5.675E-01	5.678E-01	<b>0.1</b>
Xe131m	0	1.398E-01	1.567E-01	1.719E-01	1.398E-01	9.883E-02	<b>-41.5</b>	1.567E-01	1.561E-01	<b>-0.4</b>
Xe133	0	1.103E+01	1.092E+01	1.082E+01	1.103E+01	7.317E+00	<b>-50.8</b>	1.092E+01	1.092E+01	<b>0.03</b>
Xe133m	0	1.444E-01	1.457E-01	1.465E-01	1.444E-01	9.670E-02	<b>-49.3</b>	1.457E-01	1.455E-01	<b>-0.1</b>
Xe135	0	2.494E-01	2.261E-01	1.993E-01	2.494E-01	1.585E-01	<b>-57.4</b>	2.261E-01	2.249E-01	<b>-0.5</b>
Cs134	0	2.473E+01	8.869E+01	1.766E+02	2.473E+01	3.781E+01	<b>34.6</b>	8.869E+01	9.667E+01	<b>8.3</b>
Cs136	0	3.187E-01	6.253E-01	9.674E-01	3.187E-01	3.147E-01	<b>-1.3</b>	6.253E-01	6.371E-01	<b>1.9</b>
Cs137	0	5.678E+02	1.120E+03	1.657E+03	5.678E+02	5.626E+02	<b>-0.9</b>	1.120E+03	1.115E+03	<b>-0.5</b>
Cs138	0	4.796E+02	4.629E+02	4.502E+02	4.796E+02	3.142E+02	<b>-52.7</b>	4.629E+02	4.642E+02	<b>0.3</b>
Ba139	0	1.211E-01	1.168E-01	1.135E-01	1.211E-01	7.930E-02	<b>-52.7</b>	1.168E-01	1.171E-01	<b>0.3</b>
Ba140	0	2.576E+01	2.474E+01	2.394E+01	2.576E+01	1.683E+01	<b>-53.0</b>	2.474E+01	2.481E+01	<b>0.3</b>
La140	0	3.329E+00	3.387E+00	3.485E+00	3.329E+00	2.239E+00	<b>-48.7</b>	3.387E+00	3.400E+00	<b>0.4</b>
Ce141	0	6.247E+01	5.999E+01	5.793E+01	6.247E+01	4.082E+01	<b>-53.0</b>	5.999E+01	6.013E+01	<b>0.2</b>
Ce143	0	2.567E+00	2.392E+00	2.256E+00	2.567E+00	1.653E+00	<b>-55.3</b>	2.392E+00	2.405E+00	<b>0.5</b>
Ce144	0	3.165E+02	4.101E+02	4.257E+02	3.165E+02	2.422E+02	<b>-30.7</b>	4.101E+02	3.841E+02	<b>-6.8</b>
Pr143	0	2.462E+01	2.293E+01	2.162E+01	2.462E+01	1.585E+01	<b>-55.3</b>	2.293E+01	2.306E+01	<b>0.6</b>
Sm149	0	2.664E+00	2.778E+00	2.760E+00	2.664E+00	1.814E+00	<b>-46.9</b>	2.778E+00	2.734E+00	<b>-1.6</b>
Sm150	0	1.257E+02	2.717E+02	4.176E+02	1.257E+02	1.325E+02	<b>5.1</b>	2.717E+02	2.717E+02	<b>-0.01</b>
U234	3.560E+02	2.907E+02	2.325E+02	1.818E+02	2.907E+02	2.931E+02	<b>0.8</b>	2.325E+02	2.350E+02	<b>1.1</b>
U235	4.000E+04	2.510E+04	1.486E+04	8.066E+03	2.510E+04	2.665E+04	<b>5.8</b>	1.486E+04	1.601E+04	<b>7.2</b>
U238	9.595E+05	9.501E+05	9.394E+05	9.273E+05	9.501E+05	9.497E+05	<b>-0.1</b>	9.394E+05	9.389E+05	<b>-0.1</b>
Np239	0	7.416E+01	8.651E+01	9.796E+01	7.416E+01	5.356E+01	<b>-38.5</b>	8.651E+01	8.621E+01	<b>-0.4</b>
Pu238	0	1.818E+01	1.016E+02	2.620E+02	1.818E+01	3.993E+01	<b>54.5</b>	1.016E+02	1.273E+02	<b>20.2</b>
Pu239	0	4.288E+03	5.633E+03	5.922E+03	4.288E+03	3.307E+03	<b>-29.7</b>	5.633E+03	5.281E+03	<b>-6.7</b>
Pu240	0	8.172E+02	1.862E+03	2.691E+03	8.172E+02	8.931E+02	<b>8.5</b>	1.862E+03	1.790E+03	<b>-4.0</b>
Pu241	0	4.536E+02	1.167E+03	1.649E+03	4.536E+02	5.402E+02	<b>16.0</b>	1.167E+03	1.090E+03	<b>-7.1</b>
Pu242	0	5.025E+01	3.107E+02	7.614E+02	5.025E+01	1.203E+02	<b>58.2</b>	3.107E+02	3.741E+02	<b>17</b>
Am241	0	5.892E+00	2.846E+01	5.114E+01	5.892E+00	1.145E+01	<b>48.5</b>	2.846E+01	2.850E+01	<b>0.1</b>
Cm242	0	7.596E-01	7.168E+00	1.881E+01	7.596E-01	2.643E+00	<b>71.3</b>	7.168E+00	8.913E+00	<b>19.6</b>
Cm244	0	3.508E-01	1.187E+01	7.252E+01	3.508E-01	4.074E+00	<b>91.4</b>	1.187E+01	2.825E+01	<b>58</b>

**Tabella 13: Inventari per il benchmark OECD/NEA.**

Da una rapida disamina dei dati riportati in tabella si evince come l'approssimazione di nocciolo medio sia molto soddisfacente ad EOC e meno soddisfacente a BOC. Questo fatto può essere spiegato se si analizza più in dettaglio l'ipotesi alla base del nocciolo medio. Se si indica con  $C_{i,0/1/2/3}$  il quantitativo (ad esempio in g/MTU) dell'isotopo  $i$ -esimo al ciclo 0/1/2/3 rispettivamente, si nota che l'equazione

$$C_{i,1} = \frac{C_{i,0} + C_{i,1} + C_{i,2}}{3}$$

è rigorosamente soddisfatta se e solo se

$$\frac{C_{i,0} + C_{i,2}}{2} = C_{i,1}$$

ma poiché i tre quantitativi  $C_{i,0}$ ,  $C_{i,1}$  e  $C_{i,2}$  sono equidistanziati nel burnup e dunque nel tempo, ciò equivale ad immaginare che i tre detti quantitativi siano disposti su una retta nello spazio (C,t). Questa condizione vale se e solo se la soluzione dell'equazione di Bateman per l'isotopo  $i$  è una retta. E questo ovviamente in generale non è valido; infatti analizzando i tre termini a secondo membro dell'equazione di Bateman

$$\frac{dN_i}{dt} = \sum_{j=1}^m l_{ij} \lambda_j N_j + \bar{\phi} \sum_{k=1}^m f_{ik} \sigma_k N_k - (\lambda_i + \bar{\phi} \sigma_i) N_i \quad i = 1 \dots m$$

si può concludere che la soluzione di tale equazione è una retta se e solo se: a) l'isotopo non decade nel tempo (si annulla il termine proporzionale alla costante di decadimento), b) l'isotopo non assorbe neutroni (si annulla il termine proporzionale al prodotto del flusso per la densità dell'isotopo  $i$ -esimo), e c) le densità degli isotopi progenitori hanno al più una dipendenza lineare dal tempo. La prima e la terza di queste ipotesi sono valide solo per quegli isotopi che non hanno in pratica progenitori che diano contributi significativi nel lasso di tempo in cui un assembly viene sfruttato a 45 GWd/MTU e non decadono nel tempo, ad esempio U235. Per questo tipo di isotopi l'equazione di Bateman ha una soluzione molto semplice:

$$N(t) = N_0 e^{-\bar{\phi} \sigma_i t}$$

che può essere approssimata linearmente

$$N(t) \cong N_0 (1 - \bar{\phi} \sigma_i t)$$

se e solo se  $\bar{\phi} \sigma_i t \ll 1$ . Tuttavia non è questo il caso per U235; se si considera infatti che il flusso è circa pari a  $4E13 \text{ n/cm}^2\text{s}$ , e che la sezione d'urto di fissione per neutroni termici è di qualche centinaio di barn (un poco meno di quella teorica a causa dell'autoschermo), ad esempio 400 b, si dovrebbe avere:

$$4 \cdot 10^{-9} t \ll 1$$

tenuto però conto che in un anno (grosso modo la durata di un ciclo)  $t$  è circa pari a  $3.2E7 \text{ s}$ , si avrebbe che il primo membro della disuguaglianza risulterebbe pari a circa 0.5 che non è sensibilmente minore di 1 (l'errore commesso nell'espandere in serie di Taylor al primo ordine sarebbe dell'ordine del 15-20%). In definitiva l'approssimazione lineare non è quasi mai soddisfatta. La situazione è migliore a EOC rispetto a BOC poiché a EOC si riconosce che molti isotopi si sono maggiormente avvicinati alle loro concentrazioni di equilibrio/saturazione e dunque la variazione relativa di quantità è minore. Per U238 la situazione è simile a quella di U235 salvo il fatto che per U238 il prodotto  $\bar{\phi} \sigma_i$  è decisamente minore e dunque l'approssimazione lineare è valida (sia a BOC che a EOC). Per il Sm149 la situazione è preclara se si pensa che tale isotopo raggiunge la concentrazione di equilibrio dopo circa 300-400 ore di funzionamento (circa 0.8 GWd/MTU); raggiunto tale valore esso non varia più. Ciò comporta che l'errore che si commette assumendo come rappresentativo di un terzo di nocciolo ad inizio ciclo (BOC) un combustibile bruciato 0 GWd/MTU è molto elevato. La rappresentatività del combustibile del ciclo "0" (da usare per stimare BOC) nel calcolo del nocciolo eterogeneo sarebbe molto migliore se per tale ciclo si usasse un combustibile leggermente bruciato (ad esempio 15-20 giorni, ovvero 0.8 GWd/MTU circa); detto in altro modo, il calcolo del nocciolo eterogeneo con 1/3 di nocciolo fresco è corretto solo nei primi 15-20 giorni dopo l'inserimento nel nocciolo dell'elemento fresco, quando ancora il Sm149 non è andato in build-up significativo e non ha raggiunto l'equilibrio. Oltre questi primi 15-20 giorni si potrebbe pensare di migliorare l'approssimazione di nocciolo medio usando come rappresentativo del combustibile del ciclo "0" un combustibile che sia stato

bruciato a 0.8 GWd/MTU, in modo da far raggiungere le concentrazioni di saturazione a quegli isotopi che all'atto pratico raggiungono tali concentrazioni in tempi brevissimi (appunto 15-20 giorni). In Tabella 14 è mostrato l'inventario del nocciolo eterogeneo BOC usando per il fuel del ciclo 0 un fuel bruciato a 800 MWd/MTU.

	[g/MTU]							Var.
	0	0'	1	2	3	Nocciolo medio	Nocciolo eterogeneo	
	0 MWd/MTU	800 MWd/MTU	15000 MWd/MTU	30000 MWd/MTU	45000 MWd/MTU	BOC (1)	BOC (0'+1+2)/3	
H3	0	1.099E-03	2.314E-02	5.026E-02	8.002E-02	2.314E-02	2.447E-02	<b>2.37</b>
C14	0	4.424E-05	1.104E-02	2.478E-03	3.969E-03	1.104E-03	1.194E-03	<b>2.96</b>
Kr85m	0	4.770E-02	3.877E-02	3.266E-02	2.784E-02	3.877E-02	2.381E-02	<b>2.94</b>
Kr88	0	8.742E-02	6.893E-02	5.674E-02	4.716E-02	6.893E-02	4.189E-02	<b>-40.62</b>
Rb88	0	9.198E-03	7.278E-03	6.020E-03	5.032E-03	7.278E-03	4.433E-03	<b>-5.36</b>
Sr89	0	1.279E+01	4.161E+01	3.437E+01	2.851E+01	4.161E+01	2.533E+01	<b>2.59</b>
Sr90	0	1.817E+01	2.970E+02	5.305E+02	7.159E+02	2.970E+02	2.758E+02	<b>-5.26</b>
Sr91	0	5.058E-01	4.094E-01	3.456E-01	2.953E-01	4.094E-01	2.517E-01	<b>-41.80</b>
Y90	0	3.886E-03	7.939E-02	1.430E-01	1.944E-01	7.939E-02	7.413E-02	<b>-39.04</b>
Y91	0	1.650E+01	6.246E+01	5.318E+01	4.536E+01	6.246E+01	3.855E+01	<b>-50.71</b>
Zr95	0	1.965E+01	8.739E+01	8.152E+01	7.568E+01	8.739E+01	5.630E+01	<b>0.02</b>
Nb95	0	2.021E+00	4.742E+01	4.495E+01	4.168E+01	4.742E+01	3.079E+01	<b>0.03</b>
Mo99	0	4.097E+00	4.038E+00	3.982E+00	3.940E+00	4.038E+00	2.673E+00	<b>-24.75</b>
Tc99m	0	3.285E-01	3.247E-01	3.212E-01	3.188E-01	3.247E-01	2.153E-01	<b>-6.40</b>
Ru103	0	1.009E+01	4.212E+01	4.908E+01	5.440E+01	4.212E+01	3.040E+01	<b>6.82</b>
Ru105	0	5.866E-02	1.211E-01	1.617E-01	1.938E-01	1.211E-01	9.427E-02	<b>-6.78</b>
Ru106	0	2.069E+00	6.455E+01	1.412E+02	2.134E+02	6.455E+01	6.858E+01	<b>5.74</b>
Rh105	0	4.365E-01	8.989E-01	1.190E+00	1.410E+00	8.989E-01	6.963E-01	<b>2.69</b>
Rh106	0	6.920E-06	7.056E-05	1.471E-04	2.199E-04	7.056E-05	7.255E-05	<b>-5.65</b>
Sb125	0	1.360E-01	3.450E+00	7.050E+00	1.034E+01	3.450E+00	3.500E+00	<b>-24.81</b>
Te129	0	7.937E-03	1.130E-02	1.285E-02	1.395E-02	1.130E-02	8.050E-03	<b>-5.33</b>
Te129m	0	3.809E-01	1.489E+00	1.709E+00	1.862E+00	1.489E+00	1.066E+00	<b>-1.00</b>
Te131m	0	1.657E-01	2.238E-01	2.479E-01	2.631E-01	2.238E-01	1.572E-01	<b>-6.66</b>
Te132	0	4.575E+00	4.767E+00	4.818E+00	4.849E+00	4.767E+00	3.195E+00	<b>-1.19</b>
I131	0	6.328E+00	8.039E+00	8.244E+00	8.372E+00	8.039E+00	5.428E+00	<b>1.24</b>
I132	0	1.343E-01	1.417E-01	1.441E-01	1.456E-01	1.417E-01	9.527E-02	<b>0.51</b>
I133	0	1.888E+00	1.839E+00	1.859E+00	1.839E+00	1.839E+00	1.233E+00	<b>0.16</b>
I134	0	9.447E-02	9.088E-02	8.868E-02	8.697E-02	9.088E-02	5.985E-02	<b>-20.26</b>
I135	0	5.764E-01	5.706E-01	5.675E-01	5.652E-01	5.706E-01	3.794E-01	<b>-1.50</b>
Xe131m	0	5.224E-02	1.398E-01	1.567E-01	1.719E-01	1.398E-01	9.883E-02	<b>-0.67</b>
Xe133	0	1.065E+01	1.103E+01	1.092E+01	1.082E+01	1.103E+01	7.317E+00	<b>-3.20</b>
Xe133m	0	1.402E-01	1.444E-01	1.457E-01	1.465E-01	1.444E-01	9.670E-02	<b>34.61</b>
Xe135	0	2.495E-01	2.494E-01	2.261E-01	1.993E-01	2.494E-01	1.585E-01	<b>1.05</b>
Cs134	0	3.735E-02	2.473E+01	8.869E+01	1.766E+02	2.473E+01	3.781E+01	<b>0.87</b>
Cs136	0	2.224E-02	3.187E-01	6.253E-01	9.674E-01	3.187E-01	3.147E-01	<b>-52.65</b>
Cs137	0	3.059E+01	5.678E+02	1.120E+03	1.657E+03	5.678E+02	5.626E+02	<b>0.82</b>
Cs138	0	5.071E-02	4.796E+02	4.629E+02	4.502E+02	4.796E+02	3.142E+02	<b>-11.81</b>
Ba139	0	1.284E-01	1.211E-01	1.168E-01	1.135E-01	1.211E-01	7.930E-02	<b>-10.99</b>
Ba140	0	1.862E+01	2.576E+01	2.474E+01	2.394E+01	2.576E+01	1.683E+01	<b>-28.35</b>
La140	0	2.282E+00	3.329E+00	3.387E+00	3.485E+00	3.329E+00	2.239E+00	<b>1.19</b>
Ce141	0	2.355E+01	6.247E+01	5.999E+01	5.793E+01	6.247E+01	4.082E+01	<b>-25.91</b>
Ce143	0	2.835E+00	2.567E+00	2.392E+00	2.256E+00	2.567E+00	1.653E+00	<b>-13.67</b>
Ce144	0	2.752E+01	3.165E+02	4.101E+02	4.257E+02	3.165E+02	2.422E+02	<b>-9.08</b>
Pr143	0	1.743E+01	2.462E+01	2.293E+01	2.162E+01	2.462E+01	1.585E+01	<b>5.86</b>
Sm149	0	1.885E+00	2.664E+00	2.778E+00	2.760E+00	2.664E+00	1.814E+00	<b>0.39</b>
Sm150	0	3.192E+00	1.257E+02	2.717E+02	4.176E+02	1.257E+02	1.325E+02	<b>4.67</b>
U234	3.560E+02	3.523E+02	2.907E+02	2.325E+02	1.818E+02	2.907E+02	2.931E+02	<b>-0.06</b>
U235	4.000E+04	3.903E+04	2.510E+04	1.486E+04	8.066E+03	2.510E+04	2.665E+04	<b>2.18</b>
U238	9.595E+05	9.590E+05	9.501E+05	9.394E+05	9.273E+05	9.501E+05	9.497E+05	<b>54.47</b>
Np239	0	6.676E+01	7.416E+01	8.651E+01	9.796E+01	7.416E+01	5.356E+01	<b>-25.44</b>
Pu238	0	8.429E-03	1.818E+01	1.016E+02	2.620E+02	1.818E+01	3.993E+01	<b>8.66</b>
Pu239	0	3.338E+02	4.288E+03	5.633E+03	5.922E+03	4.288E+03	3.307E+03	<b>16.04</b>
Pu240	0	4.780E+00	8.172E+02	1.862E+03	2.691E+03	8.172E+02	8.931E+02	<b>58.24</b>
Pu241	0	1.675E-01	4.536E+02	1.167E+03	1.649E+03	4.536E+02	5.402E+02	<b>48.54</b>

Pu242	0	8.083E-04	5.025E+01	3.107E+02	7.614E+02	5.025E+01	1.203E+02	<b>71.25</b>
Am241	0	1.089E-04	5.892E+00	2.846E+01	5.114E+01	5.892E+00	1.145E+01	<b>91.39</b>
Cm242	0	6.240E-07	7.596E-01	7.168E+00	1.881E+01	7.596E-01	2.643E+00	<b>2.37</b>
Cm244	0	8.262E-09	3.508E-01	1.187E+01	7.252E+01	3.508E-01	4.074E+00	<b>2.96</b>

**Tabella 14: Inventario BOC con fuel 0'.**

In Tabella 15 sono messe a confronto le variazioni percentuali che si ottengono nei due approcci (valori estratti da Tabella 13 e Tabella 14).

	<b>Variazione % tra 1 e (0+1+2)/3</b>	<b>Variazione % tra 1 e (0'+1+2)/3</b>	<b>Miglioramento</b>	<b>Peggioramento</b>
H3	5.4	6.82		✓
C14	7.5	8.67		✓
Kr85m	-62.8	2.37	✓	
Kr88	-64.6	2.96	✓	
Rb88	-64.2	2.94	✓	
Sr89	-64.3	-40.62	✓	
Sr90	-7.7	-5.36	✓	
Sr91	-62.8	2.59	✓	
Y90	-7.1	-5.26	✓	
Y91	-62.0	-41.80	✓	
Zr95	-55.2	-39.04	✓	
Nb95	-54.0	-50.71	✓	
Mo99	-51.1	0.02	✓	
Tc99m	-50.8	0.03	✓	
Ru103	-38.6	-24.75	✓	
Ru105	-28.5	-6.40	✓	
Ru106	5.9	6.82		✓
Rh105	-29.1	-6.78	✓	
Rh106	2.8	5.74		✓
Sb125	1.4	2.69		✓
Te129	-40.4	-5.65	✓	
Te129m	-39.7	-24.81	✓	
Te131m	-42.3	-5.33	✓	
Te132	-49.2	-1.00	✓	
I131	-48.1	-6.66	✓	
I132	-48.7	-1.19	✓	
I133	-49.2	1.24	✓	
I134	-51.8	0.51	✓	
I135	-50.4	0.16	✓	
Xe131m	-41.5	-20.26	✓	
Xe133	-50.8	-1.50	✓	
Xe133m	-49.3	-0.67	✓	
Xe135	-57.4	-3.20	✓	
Cs134	34.6	34.61	-	-
Cs136	-1.3	1.05	✓	
Cs137	-0.9	0.87	-	-
Cs138	-52.7	-52.65	-	-
Ba139	-52.7	0.82	✓	
Ba140	-53.0	-11.81	✓	
La140	-48.7	-10.99	✓	
Ce141	-53.0	-28.35	✓	
Ce143	-55.3	1.19	✓	
Ce144	-30.7	-25.91	✓	
Pr143	-55.3	-13.67	✓	
Sm149	-46.9	-9.08	✓	
Sm150	5.1	5.86		✓
U234	0.8	0.39	✓	
U235	5.8	4.67	✓	
U238	-0.1	-0.06	✓	
Np239	-38.5	2.18	✓	
Pu238	54.5	54.47	-	-
Pu239	-29.7	-25.44	✓	
Pu240	8.5	8.66	-	-
Pu241	16.0	16.04	-	-
Pu242	58.2	58.24	-	-

Am241	48.5	48.54	-	-
Cm242	71.3	71.25	-	-
Cm244	91.4	91.39	-	-

Tabella 15: Confronto tra risultati BOC con 0 e 0'.

Si può notare nella quarta colonna un segno di spunta che indica se il nuovo approccio ha migliorato il risultato; per molti isotopi il miglioramento è nettissimo. Nella quinta colonna il segno di spunta indica gli isotopi per cui il risultato è peggiorato, sebbene solo leggermente. Gli altri isotopi (indicati con un trattino) presentano risultati essenzialmente invariati.

E' importante inoltre mettere in luce nell'uso di ORIGEN-ARP qual è l'impatto sul calcolo finale del numero di interpolazioni, usate per ogni ciclo, delle sezioni d'urto. Per il PWR in esame tale numero varia da 1 a 10. Assumendo come dato di riferimento massimamente preciso il calcolo delle concentrazioni fatto con 10 librerie per ciclo, vengono di seguito presentati, a titolo di esempio, alcuni andamenti al variare del numero  $n$  di librerie per ciclo della variazione relativa percentuale delle concentrazioni definita come:

$$\epsilon(n) = \frac{C(n) - C(10)}{C(10)}$$

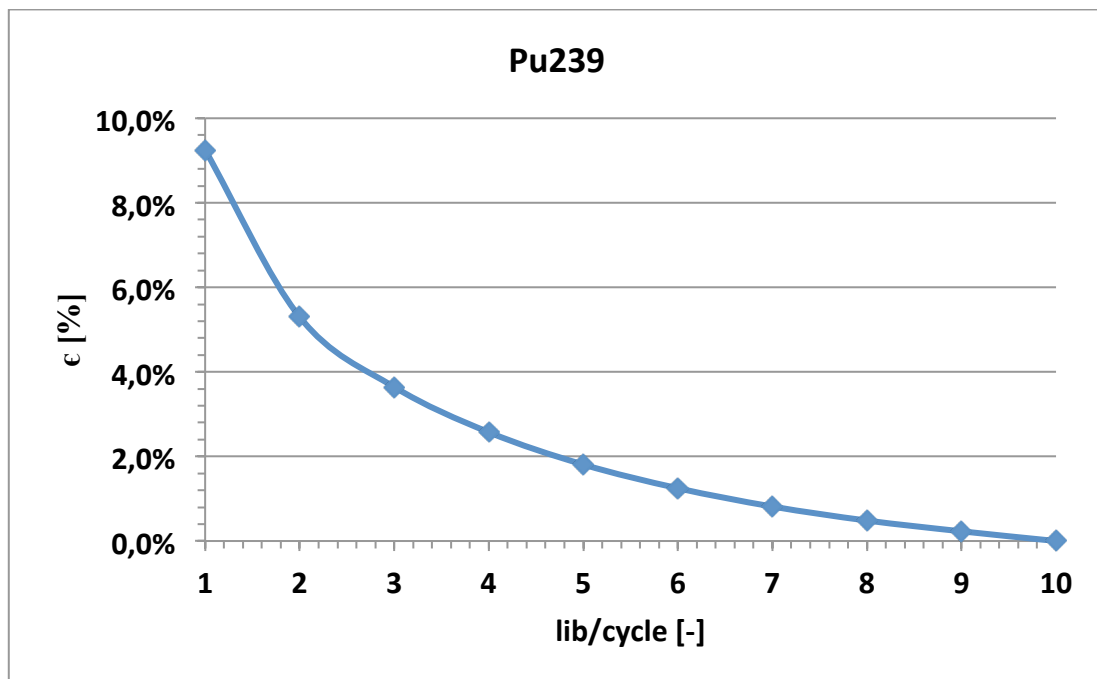


Figura 19: Errore relativo al variare del numero di librerie per ciclo per 239Pu.



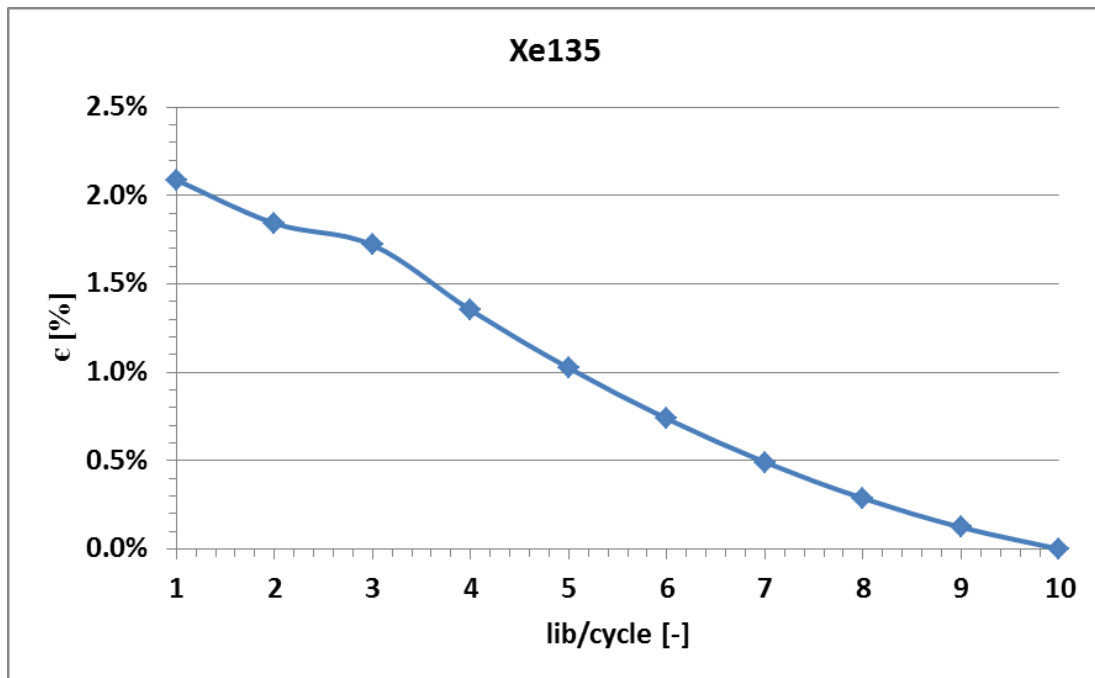


Figura 20: Errore relativo al variare del numero di librerie per ciclo per 135Xe.

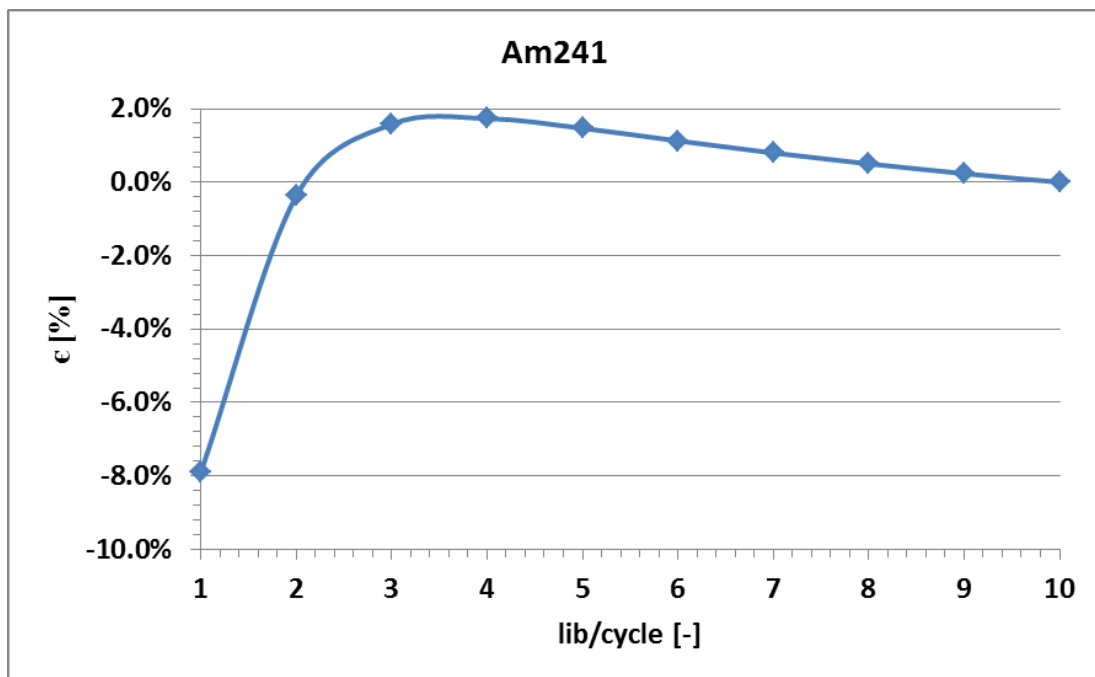


Figura 21: Errore relativo al variare del numero di librerie per ciclo per 241Am.

I calcoli sono stati fatti assumendo un ciclo da 0 a 15 GWd/MTU a 38 MW/MTU di potenza specifica. Va posto in evidenza che solo pochi isotopi sono affetti significativamente dal numero di librerie adottato: 241Am, 242Cm, 244Cm, 136Cs, 239Np, 238Pu, 239Pu, 240Pu, 241Pu, 242Pu, 149Sm, 135Xe. Un buon compromesso tra precisione e tempi di calcolo (comunque modesti) si ottiene assumendo 3 librerie/ciclo. Si può inoltre asserire che le stesse conclusioni possono essere raggiunte per cicli più lunghi e/o per cicli rappresentativi di BOC od EOC.

In ultimo va preso in esame l'effetto del raffreddamento del combustibile tra un ciclo ed il successivo, con tempi che siano rappresentativi del lasso temporale che intercorre tra una ricarica e la successiva. Si

mostrano calcoli per l'assembly in esame assumendo 10 giorni di raffreddamento a potenza zero tra un ciclo e l'altro.

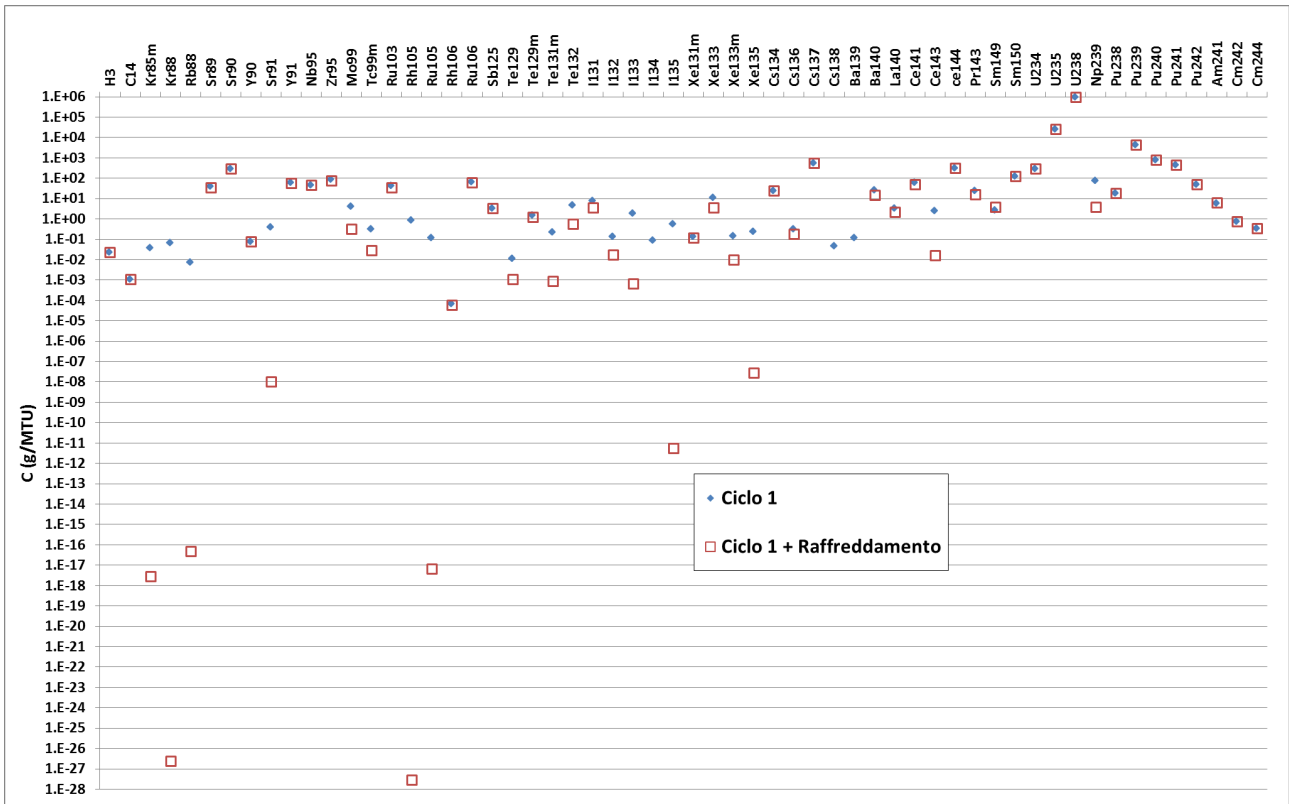


Figura 22: Confronto tra concentrazioni del Ciclo 1 e Ciclo 1 + Raffreddamento.

In Figura 22 è mostrato un confronto tra le concentrazioni in g/MTU per il Ciclo 1 seguito o meno da un tempo di raffreddamento.

In Tabella 16 è mostrato lo schema di tre cicli da 15 GWd/MTU con e senza intervalli intermedi di raffreddamento di 10 giorni; il percorso blu unisce le concentrazioni senza raffreddamenti intermedi; il percorso rosso unisce le concentrazioni con i raffreddamenti intermedi.

Nuclide [g/MTU]	Ciclo 0	Ciclo 1	Ciclo 1'	Ciclo 2	Ciclo 2'	Ciclo 3	Ciclo 3'
	0 [MWd/MTU]	15 [GWd/MTU]	15 [GWd/MTU]	30 [GWd/MTU]	30 [GWd/MTU]	45 [GWd/MTU]	45 [GWd/MTU]
H3	0.000E+00	2.314E-02	2.310E-02	5.026E-02	5.018E-02	8.002E-02	8.001E-02
C14	0.000E+00	1.104E-03	1.104E-03	2.478E-03	2.478E-03	3.969E-03	3.969E-03
Kr85m	0.000E+00	3.877E-02	2.933E-18	3.266E-02	2.470E-18	2.784E-02	2.784E-02
Kr88	0.000E+00	6.893E-02	2.510E-27	5.674E-02	2.066E-27	4.716E-02	4.716E-02
Rb88	0.000E+00	7.278E-03	5.051E-17	6.020E-03	2.407E-28	5.032E-03	5.032E-03
Sr89	0.000E+00	4.161E+01	3.629E+01	3.437E+01	2.996E+01	2.851E+01	2.849E+01
Sr90	0.000E+00	2.970E+02	2.968E+02	5.305E+02	5.299E+02	7.159E+02	7.153E+02
Y90	0.000E+00	7.939E-02	7.729E-02	3.456E-01	1.381E-01	2.953E-01	1.943E-01
Sr91	0.000E+00	4.094E-01	1.057E-08	1.430E-01	8.920E-09	1.944E-01	2.953E-01
Y91	0.000E+00	6.246E+01	5.586E+01	5.318E+01	4.751E+01	4.536E+01	4.531E+01
Nb95	0.000E+00	4.742E+01	4.702E+01	8.152E+01	4.431E+01	7.568E+01	4.154E+01
Zr95	0.000E+00	8.739E+01	7.843E+01	4.495E+01	7.305E+01	4.168E+01	7.556E+01
Mo99	0.000E+00	4.038E+00	3.239E-01	3.982E+00	3.194E-01	3.940E+00	3.940E+00
Tc99m	0.000E+00	3.247E-01	2.860E-02	3.212E-01	2.821E-02	3.188E-01	3.188E-01
Ru103	0.000E+00	4.212E+01	3.530E+01	4.908E+01	4.113E+01	5.440E+01	5.439E+01
Rh105	0.000E+00	8.989E-01	2.925E-28	1.617E-01	1.249E-02	1.938E-01	1.410E+00
Ru105	0.000E+00	1.211E-01	6.680E-18	1.412E+02	8.916E-18	2.134E+02	1.938E-01
Rh106	0.000E+00	7.056E-05	5.873E-05	1.190E+00	1.282E-04	1.410E+00	2.184E-04
Ru106	0.000E+00	6.445E+01	6.326E+01	1.471E-04	1.380E+02	2.199E-04	2.118E+02
Sb125	0.000E+00	3.450E+00	3.459E+00	7.050E+00	7.024E+00	1.034E+01	1.029E+01
Te129	0.000E+00	1.130E-02	1.123E-03	1.285E-02	1.289E-03	1.395E-02	1.395E-02
Te129m	0.000E+00	1.489E+00	1.218E+00	1.709E+00	1.398E+00	1.862E+00	1.862E+00
Te131m	0.000E+00	2.238E-01	8.777E-04	2.479E-01	9.717E-04	2.631E-01	2.631E-01
Te132	0.000E+00	4.767E+00	5.681E-01	4.818E+00	5.743E-01	4.849E+00	4.850E+00
I131	0.000E+00	8.039E+00	3.517E+00	8.244E+00	3.616E+00	8.372E+00	8.372E+00
I132	0.000E+00	1.417E-01	1.709E-02	1.441E-01	1.728E-02	1.456E-01	1.456E-01
I133	0.000E+00	1.882E+00	6.509E-04	1.859E+00	6.426E-04	1.839E+00	1.839E+00
I134	0.000E+00	9.088E-02	0.000E+00	8.868E-02	0.000E+00	8.697E-02	8.697E-02
I135	0.000E+00	5.706E-01	5.755E-12	5.675E-01	5.724E-12	5.652E-01	5.652E-01
Xe131m	0.000E+00	1.398E-01	1.158E-01	1.567E-01	1.263E-01	1.719E-01	1.719E-01
Xe133	0.000E+00	1.103E+01	3.620E+00	1.092E+01	3.582E+00	1.082E+01	1.082E+01
Xe133m	0.000E+00	1.444E-01	9.958E-03	1.457E-01	9.962E-03	1.465E-01	1.465E-01
Xe135	0.000E+00	2.494E-01	2.848E-08	2.261E-01	2.805E-08	1.993E-01	1.993E-01
Cs134	0.000E+00	2.473E+01	2.450E+01	8.869E+01	8.775E+01	1.766E+02	1.760E+02
Cs136	0.000E+00	3.187E-01	1.882E-01	6.253E-01	3.697E-01	9.674E-01	9.689E-01
Cs137	0.000E+00	5.678E+02	5.674E+02	1.120E+03	1.119E+03	1.657E+03	1.656E+03
Cs138	0.000E+00	4.796E-02	0.000E+00	4.629E+02	0.000E+00	4.502E+02	4.502E-02
Ba139	0.000E+00	1.211E-01	0.000E+00	1.168E-01	0.000E+00	1.135E-01	1.135E-01
Ba140	0.000E+00	2.576E+01	1.496E+01	2.474E+01	1.436E+01	2.394E+01	2.394E+01
La140	0.000E+00	3.485E+00	2.260E+00	3.387E+00	2.171E+00	3.485E+00	3.329E+00
Ce141	0.000E+00	6.247E+01	5.075E+01	5.999E+01	4.873E+01	5.793E+01	5.793E+01
Ce143	0.000E+00	2.567E+00	1.672E-02	2.392E+00	1.558E-02	2.256E+00	2.256E+00
ce144	0.000E+00	3.165E+02	3.089E+02	4.101E+02	3.974E+02	4.257E+02	4.209E+02
Pr143	0.000E+00	2.462E+01	1.648E+01	2.293E+01	1.535E+01	2.162E+01	2.162E+01
Sm149	0.000E+00	2.664E+00	3.892E+00	2.778E+00	4.221E+00	2.760E+00	2.756E+00
Sm150	0.000E+00	1.257E+02	1.257E+02	2.717E+02	2.712E+02	4.176E+02	4.165E+02
U234	3.560E+02	2.907E+02	2.907E+02	2.325E+02	2.326E+02	1.818E+02	1.819E+02
U235	4.000E+04	2.510E+04	2.510E+04	1.486E+04	1.486E+04	8.066E+03	8.067E+03
U238	9.595E+05	9.501E+05	9.501E+05	9.394E+05	9.394E+05	9.273E+05	9.273E+05
Np239	0.000E+00	7.416E+01	3.936E+00	8.651E+01	4.592E+00	9.796E+01	9.796E+01
Pu238	0.000E+00	1.818E+01	1.859E+01	1.016E+02	1.032E+02	2.620E+02	2.626E+02
Pu239	0.000E+00	4.288E+03	4.359E+03	5.633E+03	5.716E+03	5.922E+03	5.922E+03
Pu240	0.000E+00	8.172E+02	8.172E+02	1.862E+03	1.862E+03	2.691E+03	2.691E+03
Pu241	0.000E+00	4.536E+02	4.530E+02	1.167E+03	1.165E+03	1.649E+03	1.648E+03
Pu242	0.000E+00	5.025E+01	5.026E+01	3.107E+02	3.106E+02	7.614E+02	7.611E+02
Am241	0.000E+00	5.892E+00	6.491E+00	2.846E+01	3.019E+01	5.114E+01	5.162E+01
Cm242	0.000E+00	7.569E-01	7.355E-01	7.168E+00	7.022E+00	1.881E+01	1.911E+01
Cm244	0.000E+00	3.508E-01	3.534E-01	1.187E+01	1.190E+01	7.252E+01	7.248E+01

Tabella 16: Confronti tra cicli con e senza raffreddamento intermedio (l'apice si riferisce ad un ciclo seguito da un raffreddamento di 10 giorni).

## 8. Produrre librerie per ORIGEN-ARP

Nella suite di SCALE esiste la possibilità di operare calcoli di bruciamento per configurazioni di assembly generici generando librerie di sezioni d'urto multiparametro problema-dipendenti attraverso l'utilizzo del modulo di controllo TRITON. Tale modulo prevede al suo interno quattro possibili sequenze di bruciamento

(T-DEPL, T-DEPL-1D, T5-DEPL, T6-DEPL) che, pur differendo tra loro per il metodo di risoluzione dell'equazione del trasporto, essenzialmente constano di tre passi: processamento delle sezioni d'urto, calcoli di trasporto e calcoli di bruciamento.

Il processamento delle sezioni d'urto prepara sezioni d'urto multigruppo problema-dipendenti in cui si è adeguatamente tenuto in conto l'autoschermo spaziale ed energetico. Nello specifico, tale step può essere alternativamente effettuato attraverso tre sequenze di moduli funzionali: centrm, nitawl e bonami. La prima sequenza utilizza il modulo funzionale BONAMI per la valutazione delle sezioni d'urto multigruppo autoschermate nel range delle risonanze non risolte, ed il modulo CENTRM per la determinazione di un flusso puntuale che viene successivamente utilizzato dal modulo PMC per valutare le sezioni d'urto multigruppo autoschermate nella zona delle risonanze risolte. La seconda sequenza opera attraverso il modulo BONAMI che, al solito, valuta le sezioni d'urto multigruppo nel range delle risonanze non risolte, mentre il modulo NITAWL genera sezioni d'urto multigruppo problema-dipendenti nel range energetico delle risonanze risolte, senza però considerare gli effetti di sovrapposizione delle risonanze di assorbimento dei vari isotopi; tale sequenza, pur essendo computazionalmente più veloce della precedente, è utilizzabile unicamente con le librerie di sezioni d'urto ENDF/B-V. La terza sequenza prevede l'utilizzo del solo modulo BONAMI per il calcolo della libreria di sezioni d'urto autoschermate in tutto il range energetico; quest'ultima sequenza risulta essere la più veloce per il processamento delle sezioni d'urto ma, poiché il calcolo dell'autoschermo è basato sul metodo Bondarenko che adotta l'ipotesi semplificativa delle Narrow Resonances (NR), non è adeguatamente applicabile a tutte le situazioni di calcolo.

La sequenza di trasporto, a seconda del metodo funzionale invocato, effettua un calcolo di trasporto neutronico deterministico mono o bidimensionale alle ordinate discrete, od un calcolo tridimensionale con metodo Monte Carlo. I moduli disponibili – XSDRNPM 1D (per la sequenza T-DEPL-1D), NEWT 2D (per la sequenza T-DEPL) e KENO 3D (per le sequenze T5-DEPL e T6-DEPL) – attivano il calcolo invocando le rispettive sequenze funzionali: t-xsdn, t-newt e csas. A seguire, il flusso ricavato è utilizzato per preparare sezioni d'urto multigruppo regione-mediate e valori di flusso multigruppo per ogni materiale da bruciare.

La sequenza di bruciamento prevede una preliminare invocazione del modulo COUPLE che, utilizzando le sezioni d'urto multigruppo regione-mediate ed i flussi multigruppo precedentemente calcolati, collassa le sezioni d'urto generando librerie di sezioni d'urto regione-mediate ad un gruppo energetico per ogni materiale da bruciare, che vengono poi salvate ed accodate, per ogni step di bruciamento, in uno specifico file denominato ft33f001. Successivamente il modulo ORIGIN-S, utilizzando il livello di flusso normalizzato ottenuto dai calcoli di trasporto e le librerie di sezioni d'urto ad un gruppo calcolate da COUPLE, esegue il bruciamento dei materiali. TRITON, alla fine del bruciamento, genera un file (ad es. ft33f001.mix001) di librerie di sezioni d'urto regione-mediate e burnup dipendenti per ogni materiale bruciato per poi combinarle in un unico file (ft33f001.cmbined) che conterrà le librerie di sezioni d'urto burnup dipendenti sistema-mediate per il particolare tipo di assembly sottoposto a bruciamento. Tale file potrà, infine, essere salvato come un file ARP (ad es. lib\_asmb.arp) e letto dal modulo ARP di SCALE per essere impiegato in una sequenza di bruciamento ORIGIN-ARP per quel particolare tipo di assembly. In coda all'ultima sequenza di bruciamento, TRITON può invocare il modulo OPUS per generare diagrammi tempo-dipendenti di diverse quantità fisiche d'interesse (ad es. concentrazioni, tassi di reazione, ecc.).

In aggiunta alla sequenza di calcolo specificata, possono essere adoperate delle utility che permettono una semplificazione delle procedure di acquisizione dei dati di input ed una riduzione dei dati di output. In particolare, l'utility PRISM permette di convertire un generico file d'input di TRITON – per una particolare geometria di assembly – in una serie di file d'input che contengono specifici valori di arricchimento e di densità di moderatore e/o altri parametri per generare librerie di sezioni d'urto dipendenti dai parametri specificati. L'utility ARPLIB permette infine di ridurre le dimensioni delle librerie di sezioni d'urto burnup dipendenti eliminando i dati a step di bruciamento in cui le sezioni d'urto non variano apprezzabilmente al variare del burnup stesso del materiale. In Figura 23 è riportato il diagramma di flusso della sequenza di calcolo T-DEPL di un generico file di TRITON che utilizzi un calcolo di trasporto deterministico bidimensionale e nel caso in cui venga usata la procedura centrm per il processamento delle sezioni d'urto.

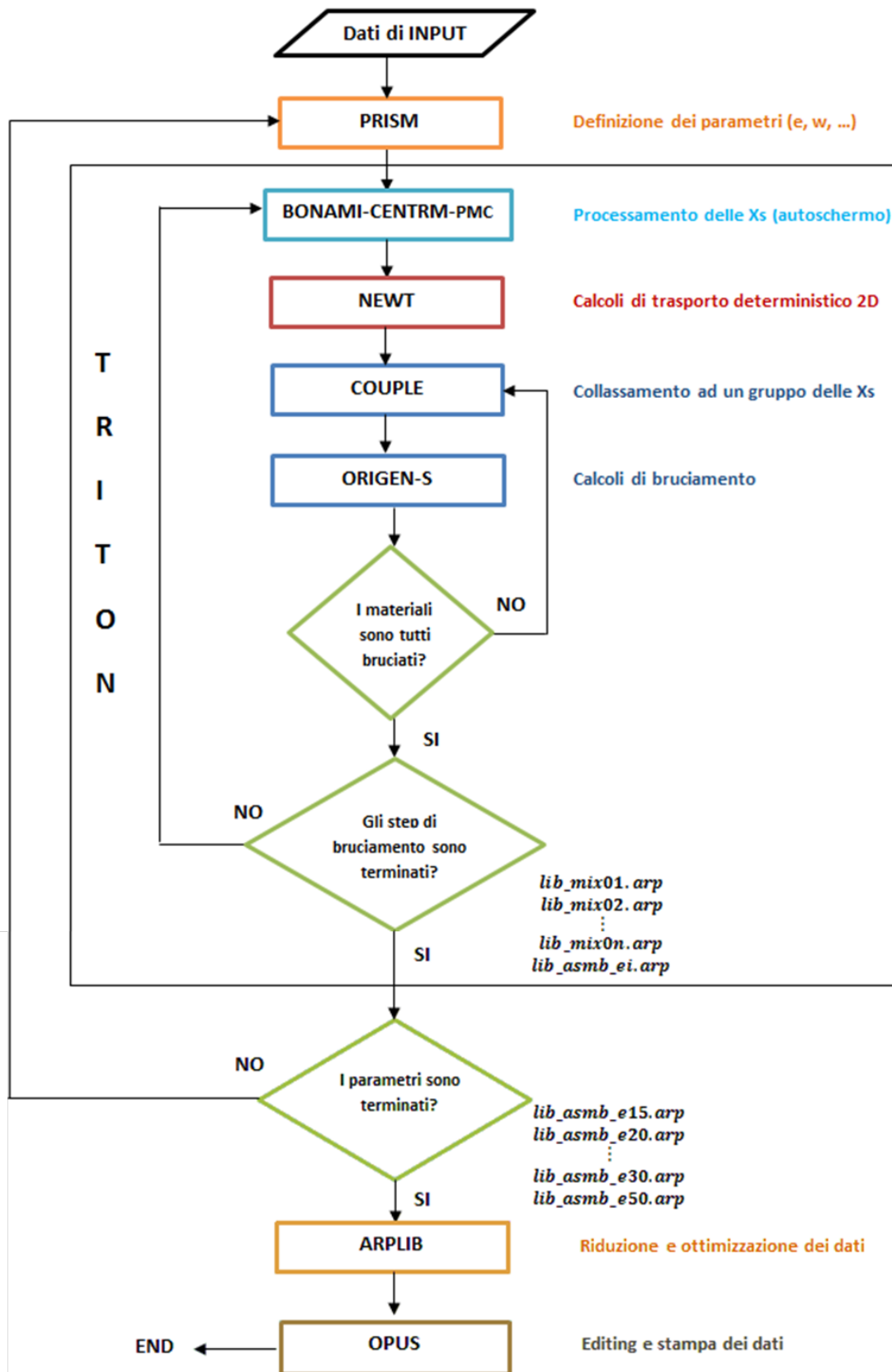


Figura 23: Diagramma di flusso della sequenza T-DEPL di TRITON.

## 9. Elenco delle centrali frontaliere

E' di interesse pratico concentrare l'attenzione, almeno a livello prioritario, sulle c.d. centrali frontaliere, intendendo con questo termine le centrali degli impianti nucleari a meno di 200 km di distanza dal confine nazionale. In Figura 24 è mostrata una cartina del Nord Italia e la posizione delle centrali frontaliere. In blu sono evidenziati i siti francesi ed il numero di impianti per sito, in rosso i siti svizzeri, in verde i siti tedeschi, ed in giallo i siti sloveni. Le centrali nei siti francesi sono descritte sommariamente in Tabella 17. Il reattore veloce a sodio Phenix, spento nel 2010, è descritto in Tabella 18. Le centrali nei siti svizzeri sono descritte sommariamente in Tabella 19. Le centrali nei siti tedeschi sono descritte sommariamente in Tabella 20. La centrale slovena è descritta sommariamente in Tabella 21. Nelle tabelle si è indicato con EAF l'**energy availability factor**, mentre con UCF lo **unit capability factor**, definiti rispettivamente come:

$$EAF = \frac{(REG - PEL - UEL - XEL)}{REG} \qquad UCF = \frac{(REG - PEL - UEL)}{REG}$$

in cui sono definite le seguenti grandezze:

- REG: reference energy generation, ovvero l'energia elettrica netta che verrebbe fornita se l'unità fosse sempre operata in condizioni nominali durante un dato periodo di riferimento;
- PEL: planned energy loss, ovvero la quantità di energia che non è stata fornita rispetto a REG in un dato periodo di riferimento a causa di shutdown programmati o riduzioni di carico volontarie sotto controllo di gestione dell'impianto con almeno 4 settimane di preavviso;
- UEL: unplanned energy loss, ovvero la quantità di energia che non è stata fornita rispetto a REG in un dato periodo di riferimento a causa di shutdown non programmati, estensioni di periodi di outage, riduzioni di carico non programmate comunque sotto controllo di gestione dell'impianto;
- XEL: external energy loss, ovvero la quantità di energia che non è stata fornita rispetto a REG in un dato periodo di riferimento a causa di vincoli che hanno ridotto la disponibilità dell'impianto che vadano al di là del controllo di gestione dell'impianto;

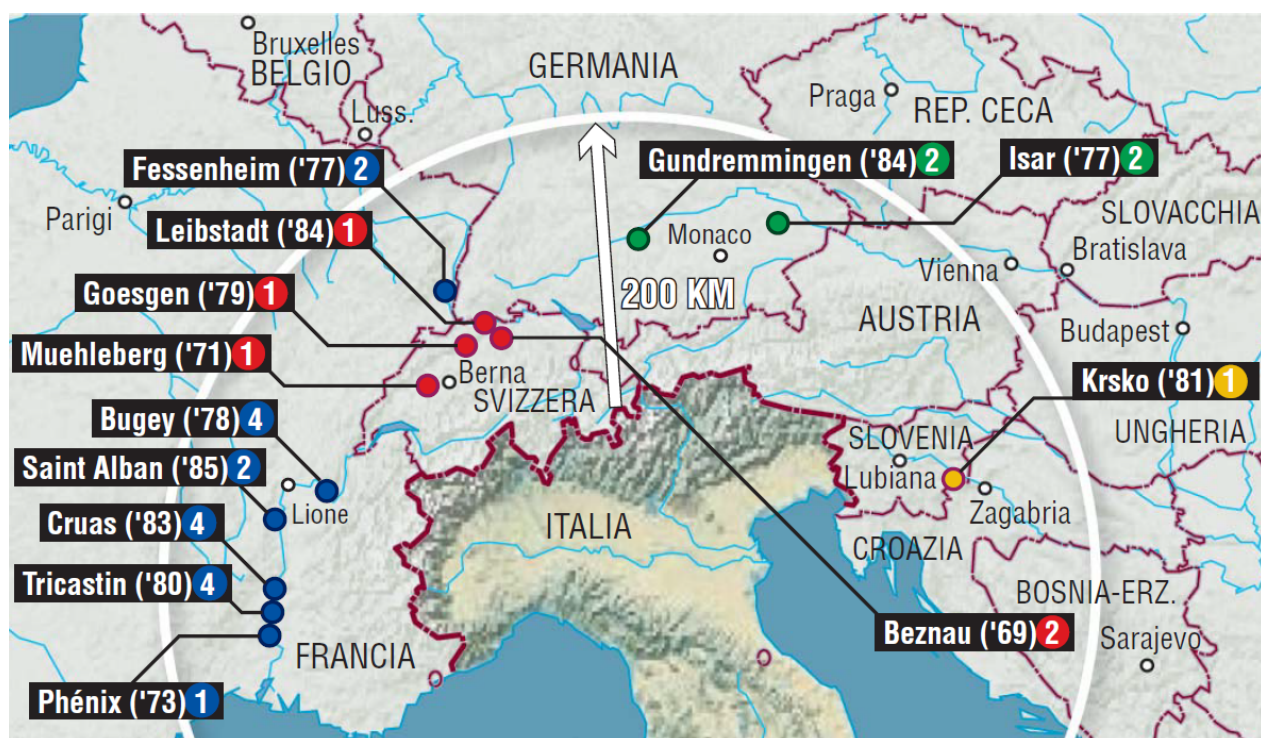


Figura 24: Mappa delle centrali frontaliere.

CENTRALE	TIPO	Modello	MWth	MW lordi	MW netti	Operatore	NSSS	Inizio costruzione	Connessione alla rete	Inizio operazioni commerciali	EAF ( ) 2001 - 2010	UCF ( ) 2001 - 2010	Applicazioni non elettriche
TRICASTIN-1	PWR	CP1	2785	955	915	EDF	FRAM	1974-11	1980-5	1980-12	80.8	84.9	-
TRICASTIN-2	PWR	CP1	2785	955	915	EDF	FRAM	1974-12	1980-8	1980-12	81.1	83.6	-
TRICASTIN-3	PWR	CP1	2785	955	915	EDF	FRAM	1975-4	1981-2	1981-5	79.3	81.8	-
TRICASTIN-4	PWR	CP1	2785	955	915	EDF	FRAM	1975-5	1981-6	1981-11	79.9	82.0	-
CRUAS-1	PWR	CP2	2785	956	915	EDF	FRAM	1978-8	1983-4	1984-4	75.4	77.9	-
CRUAS-2	PWR	CP2	2785	956	915	EDF	FRAM	1978-11	1984-9	1985-4	75.8	78.5	-
CRUAS-3	PWR	CP2	2785	956	915	EDF	FRAM	1979-4	1984-5	1984-9	75.9	77.7	-
CRUAS-4	PWR	CP2	2785	956	915	EDF	FRAM	1979-10	1984-10	1985-2	73.5	75.6	-
ST. ALBAN-1	PWR	P4 REP 1300	3817	1381	1335	EDF	FRAM	1979-1	1985-8	1986-5	77.7	79.4	-
ST. ALBAN-2	PWR	P4 REP 1300	3817	1381	1335	EDF	FRAM	1979-7	1986-7	1987-3	78.1	80.6	-
BUGEY-2	PWR	CPO	2785	945	910	EDF	FRAM	1972-11	1978-5	1979-3	75.9	78.1	-
BUGEY-3	PWR	CPO	2785	945	910	EDF	FRAM	1973-9	1978-9	1979-3	66.7	71.5	-
BUGEY-4	PWR	CPO	2785	917	880	EDF	FRAM	1974-6	1979-3	1979-7	79.6	81.6	-
BUGEY-5	PWR	CPO	2785	917	880	EDF	FRAM	1974-7	1979-7	1980-1	82.5	85.6	-
FESSENHEIM-1	PWR	CPO	2660	920	880	EDF	FRAM	1971-9	1977-4	1978-1	70.0	71.1	-
FESSENHEIM-2	PWR	CPO	2660	920	880	EDF	FRAM	1972-2	1977-10	1978-4	73.8	75.3	-

Tabella 17: Centrali frontaliere francesi (dati PRIS).

CENTRALE	TIPO	Modello	MWth	MW lordi	MW netti	Operatore	NSSS	Inizio costruzione	Connessione alla rete	Inizio operazioni commerciali	Spegnimento
PHENIX	FBR	WH - 2	345	142	130	CEA/EDF	CNCLNEY	1968-11	1973-12	1974-7	2010-2

Tabella 18: Centrale francese Phenix (dati PRIS).

CENTRALE	TIPO	Modello	MWth	MW lordi	MW netti	Operatore	NSSS	Inizio costruzione	Connessione alla rete	Inizio operazioni commerciali	EAF ( ) 2001 - 2010	UCF ( ) 2001 - 2010	Applicazioni non elettriche
BEZNAU-1	PWR	WH - 2 Loops	1130	380	365	Axpo AG	WH	1965-9	1969-7	1969-9	92.9	93.1	DH
BEZNAU-2	PWR	WH - 2 loops	1130	380	365	Axpo AG	WH	1968-1	1971-10	1971-12	91.3	91.3	DH
GOESGEN	PWR	3 Loops	3002	1035	970	KKG	KWU	1973-12	1979-2	1979-11	92.8	93.2	PH
LEIBSTADT	BWR	BWR 6	3600	1245	1165	KKL	GETSCO	1974-1	1984-5	1984-12	86.5	87.3	-
MUEHLEBERG	BWR	BWR 4	1097	390	373	BKW	GETSCO	1967-3	1971-7	1972-11	90.3	91.7	-

**Tabella 19: Centrali frontaliere svizzere (dati PRIS).**

CENTRALE	TIPO	Modello	MWth	MW lordi	MW netti	Operatore	NSSS	Inizio costruzione	Connessione alla rete	Inizio operazioni commerciali	EAF ( ) 2001 - 2010	UCF ( ) 2001 - 2010	Applicazioni non elettriche
GUNDREMMINGEN-B (GUN-B)	BWR	BWR 72	3840	1344	1284	KGG	KWU	1976-7	1984-3	1984-7	90.7	90.9	-
GUNDREMMINGEN-C (GUN-C)	BWR	BWR 72	3840	1344	1288	KGG	KWU	1976-7	1984-11	1985-1	88.5	89.3	-
ISAR-1 (*) (KKI 1)	BWR	BWR 69	2575	912	878	E.ON	KWU	1972-5	1977-12	1979-3	89.3	90.6	-
ISAR-2 (KKI 2)	PWR	Konvoi	3950	1485	1410	E.ON	KWU	1982-9	1988-1	1988-4	94.4	94.6	-

**Tabella 20: Centrali frontaliere tedesche (dati PRIS).**

(\*) In shutdown permanente dal 6 Agosto 2011 a seguito della moratoria tedesca post-Fukushima.

CENTRALE	TIPO	Modello	MWth	MW lordi	MW netti	Operatore	NSSS	Inizio costruzione	Connessione alla rete	Inizio operazioni commerciali	EAF ( ) 2001 - 2010	UCF ( ) 2001 - 2010	Applicazioni non elettriche
KRSKO	PWR	WH - 2	1994	727	666	NEK	WH	1975-3	1981-10	1983-1	91.1	92.2	-

**Tabella 21: Centrale slovena di Krsko (dati PRIS).**

Abbreviazioni usate in Tabella 17, Tabella 18, Tabella 19, Tabella 20 e Tabella 21:

BKW: BKW Energie

CEA: Commissariat a l'Energie Atomique

CNCLNEY: CNIM-Constructions Navales et Industrielles de Mediterranee CL - Creusot LOI

DH: District Heating

EDF: Electricite de France

E.ON: E. ON Kernkraft

FRAM: Framatome

KGG: Kernkraftwerk Gundremmingen GMBH

KKG: Kernkraftwerk Goesgen-Daeniken

KKL: Kernkraftwerk Leibstadt

KWU: Kraftwerkunion

NEK: Nuklerana Elektrarna Krško

NSSS: Nuclear Steam Supply System

PH: Process Heating

WH: Westinghouse

Si mette in evidenza come le centrali frontaliere francesi siano del tipo CP0, CP1, CP2 o P4.



## Appendice

Vengono mostrate nella seguente tabella le caratteristiche dimensionali e materiali degli assembly per reattori PWR per i quali sono disponibili librerie multiparametro di sezioni d'urto efficaci per Origen-Arp.

Reticolo assembly Modello	17x17 Benchmark <sup>1</sup>	CE <sup>2</sup> 14x14 CE	14x14 Siemens	W <sup>3</sup> 14x14	W 15x15	CE 16x16 CE	W 17x17 Standard	W 17x17 OFA <sup>4</sup>
Arricchimento [wt <sup>235</sup> U]	4.0	1.5-6	1.5-6	1.5-6	1.5-6	1.5-6	1.5-6	1.5-6
Burn Up [GWD/MtU]	30	max 72	max 72	max 72	max 72	max 72	max 72	max 72
N° di barre di comb. per assembly [-]	264	176	180	179	204	236	264	264
N° di celle d'acqua [-]	25	5	16	17	21	5	25	25
Passo reticolare [cm]	1.265	1.473	1.430	1.412	1.430	1.285	1.279	1.260
Larghezza assembly [cm]	21.505	20.78	20.12	19.77	21.45	20.78	21.40	21.42
Gap interassembly [cm]	0.1076	-	-	-	-	-	-	-
<b>Dati barra di combustibile</b>								
Densità combustibile [g/cm <sup>3</sup> ]	10.07	10.41	9.472	10.41	10.41	10.41	10.41	10.52
Diametro pellet [cm]	0.8253	0.9680	0.925	0.9294	0.9294	0.8255	0.8050	0.7844
Composizione clad [-]	Zircaloy-4	Zircaloy-4	Zircaloy-4	Zircaloy-2	Zircaloy-2	Zircaloy-4	Zircaloy-4	Zircaloy-2
Diametro interno clad [cm]	-	0.9850	0.930	0.9483	0.9484	0.8433	0.8220	0.8001
Diametro esterno clad [cm]	0.9487	1.1180	1.071	1.0719	1.0719	0.9703	0.9500	0.9144
Temperatura fuel [K]	673	873	859	923	923	1000	900	1000
Temperatura clad [K]	673	620	605	595	595	620	622	620
<b>Dati tubo guida</b>								
Raggio interno [cm]	0.5729	1.314	0.6413	0.6413	0.6502	1.143	0.5715	0.5614
Raggio esterno [cm]	0.61301	1.416	0.6845	0.6485	0.6934	1.2446	0.6121	0.6020
Composizione tubo guida [-]	Zircaloy-4	Zircaloy-4	Zircaloy-4	Zircaloy-2	Zircaloy-2	Zircaloy-4	Zircaloy-4	Zircaloy-2
<b>Dati moderatore</b>								
Densità media [g/cm <sup>3</sup> ]	0.7266	0.7332	0.7283	0.7264	0.7135	0.7100	0.7230	0.7100
Concentrazione media boro [ppm]	456	331	450	653	653	650	630	650
Temperatura moderatore [K]	573	570	572	573.4	579	600	575	582
Pressione moderatore [MPa]	8,45	8,16	8,35	8,45	9,24	12,2	8,25	9,53


La prima colonna è stata inserita per confrontare i dati relativi al benchmark oggetto di studio con gli assembly disponibili.

1 Dati dilatati a caldo ed in condizioni operative a piena potenza del benchmark

2 CE = Combustion Engineering

3 W = Westinghouse

4 OFA = Optimized Fuel Assembly


 <b>Ricerca Sistema Elettrico</b>	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	NNFISS – LP2 – 068	0	L	40	41

## Indice delle Tabelle

Tabella 1: Inventario approssimato RASCAL e InterRAS (y = years, d = days, h = hours, min = minutes).....	4
Tabella 2: Inventario precalcolato (nocciolo misto bruciato 3 anni) per Temelín-1 nel sistema austriaco ASTEC [5].....	6
Tabella 3: Confronto inventari RASCAL e ASTEC per Temelín-1 (nocciolo misto bruciato 3 anni).....	6
Tabella 4: Schema a terzo di nocciolo.....	9
Tabella 5: Schema a quarto di nocciolo.....	9
Tabella 6: Dati di Fukushima-Daiichi.....	11
Tabella 7: Confronto calcoli ORIGEN vs dati sperimentali.....	13
Tabella 8: Sezioni d'urto equivalenti disponibili ad ORIGEN-ARP nella versione 6.1 della suite SCALE.....	14
Tabella 9: Inventario di Fukushima-Daiichi 1: attività in Bq.....	16
Tabella 10: Inventario di Fukushima-Daiichi 3: attività in Bq.....	17
Tabella 11: Confronto inventario vs Termine Sorgente IRSN.....	17
Tabella 12: Concentrazioni (atomi/b·cm) a 30000 MWd/MTU.....	23
Tabella 13: Inventari per il benchmark OECD/NEA.....	26
Tabella 14: Inventario BOC con fuel 0'.....	29
Tabella 15: Confronto tra risultati BOC con 0 e 0'.....	30
Tabella 16: Confronti tra cicli con e senza raffreddamento intermedio (l'apice si riferisce ad un ciclo seguito da un raffreddamento di 10 giorni).....	33
Tabella 17: Centrali frontaliere francesi (dati PRIS).....	37
Tabella 18: Centrale francese Phenix (dati PRIS).....	37
Tabella 19: Centrali frontaliere svizzere (dati PRIS).....	38
Tabella 20: Centrali frontaliere tedesche (dati PRIS).....	38
Tabella 21: Centrale slovena di Krsko (dati PRIS).....	38

## Indice delle Figure

Figura 1: Attività di Kr-85 in un nocciolo di PWR da 3000 MWth [3].....	5
Figura 2: Performance di un VVER V-320 da 3000 MWth nel 2010 (PRIS Database).....	8
Figura 3: Performance di un PWR da 3000 MWth europeo nel 2010 (PRIS Database).....	8
Figura 4: Mappa del nocciolo del PWR H. B. Robinson (in rosso è evidenziato l'assembly B-05).....	13
Figura 5: Assembly B-05 del PWR H. B. Robinson (il pallino rosso indica la pin N9).....	13
Figura 6: Rapporti isotopici dello Xenon per un LWR (curva verde) [11].....	18
Figura 7: Andamento temporale di Xe133 in Unità 1.....	19
Figura 8: Andamento temporale Xe135 Unità 1 (linea blu).....	19
Figura 9: Rapporti isotopici per Unità 1.....	20
Figura 10: Andamento temporale di Xe133 per Unità 3.....	20
Figura 11: Andamento temporale Xe135 Unità 3.....	21
Figura 12: Rapporti isotopici per Unità 3.....	21
Figura 13: Assembly PWR 17x17.....	22
Figura 14: Cella elementare di fuel dell'assembly 17x17.....	22
Figura 15: Tubo guida dell'assembly 17x17.....	22
Figura 16: Concentrazione (atomi/b.cm) degli attinidi al variare del burnup.....	24

 <b>Ricerca Sistema Elettrico</b>	<b>Sigla di identificazione</b>	<b>Rev.</b>	<b>Distrib.</b>	<b>Pag.</b>	<b>di</b>
	NNFISS – LP2 – 068	0	L	41	41

<b>Figura 17: Potenza di decadimento come frazione (in %) della potenza nominale.....</b>	<b>24</b>
<b>Figura 18: Contributo isotopico alla potenza di decadimento a t=24 h per 1 MTU.....</b>	<b>25</b>
<b>Figura 19: Errore relativo al variare del numero di librerie per ciclo per 239Pu. ....</b>	<b>30</b>
<b>Figura 20: Errore relativo al variare del numero di librerie per ciclo per 135Xe. ....</b>	<b>31</b>
<b>Figura 21: Errore relativo al variare del numero di librerie per ciclo per 241Am.....</b>	<b>31</b>
<b>Figura 22: Confronto tra concentrazioni del Ciclo 1 e Ciclo 1 + Raffreddamento.....</b>	<b>32</b>
<b>Figura 23: Diagramma di flusso della sequenza T-DEPL di TRITON.....</b>	<b>35</b>
<b>Figura 24: Mappa delle centrali frontaliere.....</b>	<b>37</b>

## Bibliografia

- [1] G. Glinatsis, G. Grasso, R. Pergreffi, F. Rocchi, Problemi di fisica del reattore ad acqua leggera e metodi di calcolo neutronico avanzati, Rapporto Tecnico ENEA NNFISS – LP5 – 022, 2011.
- [2] S.A. McGuire, J.V. Ramsdell Jr., G.F. Athey. RASCAL 3.0.5: Description of Models and Methods. NUREG-1887, U.S. Nuclear Regulatory Commission, 2007.
- [3] T. J. McKenna, J. Giitter. Source Term Estimation During Incident Response to Severe Nuclear Power Plant Accidents. NUREG-1228, U.S. Nuclear Regulatory Commission, 1988.
- [4] A.A. V.V. Reactor Safety Study - An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants. NUREG-75/014, U.S. Nuclear Regulatory Commission, 1975.
- [5] G. Sdouz, M. Pachole. Computer based Determination of Source Terms for Emergency Preparedness. Radiation Protection Dosimetry, vol. 117-4, pg. 444-446, 2005.
- [6] M. Di Giulii, G. Grasso, F. Rocchi. Conseguenze del terremoto Tohoku-Taiheiyou-Oki sugli impianti nucleari giapponesi. Ipotesi di ricostruzione della sequenza incidentale. Rapporto Tecnico ENEA NNFISS – LP0-008, Rev. 1, 2011.
- [7] <http://www.oecd-nea.org/sfcompo/Ver.2/Eng/Fukushima-Daiichi-3/index.html>
- [8] JAERI-Data/Code 96-036. The isotopic compositions database system on spent fuels in light water reactors (SFCOMPO). February 1997.
- [9] W.B. Wilson et.al. Spent LWR Fuel Inventory Benchmarks. LA-9647-PR, pp.75-88, 1982.
- [10] T.W. Bowyer, S.R. Biegalski, M. Cooper, P.W. Eslinger, D. Haas, J.C. Hayes, H.S. Miley, D.J. Stroma, V. Woods. Elevated radioxenon detected remotely following the Fukushima nuclear accident. Journal of Environmental Radioactivity 102 (2011), 681-87.
- [11] M. B. Kalinowski et al. Discrimination of Nuclear Explosions against Civilian Sources Based on Atmospheric Xenon Isotopic Activity Ratios. Pure and Applied Geophysics, 167, 517-539, 2010.
- [12] OECD/NEA. Burn-up Credit Criticality Benchmark. Phase II-D: PWR-UO2 Assembly Study of Control Rod Effects on Spent Fuel Composition. NEA 6227, Paris 2006.