



Ricerca di Sistema elettrico

Calcoli di inventari di nocciolo: affinamento della metodologia ed applicazione ai reattori frontaliери

F. Rocchi, A. Guglielmelli, M. Sumini, F. Teodori



CALCOLI DI INVENTARI DI NOCCIOLO: AFFINAMENTO DELLA METODOLOGIA ED APPLICAZIONE AI REATTORI FRONTALIERI

F. Rocchi (ENEA), A. Guglielmelli, M. Sumini, F. Teodori (UNIBO)

Settembre 2013

Report Ricerca di Sistema Elettrico

Accordo di Programma Ministero dello Sviluppo Economico - ENEA

Piano Annuale di Realizzazione 2012

Area: Produzione di energia elettrica e protezione dell'ambiente

Progetto: Sviluppo competenze scientifiche nel campo della sicurezza nucleare e collaborazione ai programmi internazionali per il nucleare di IV Generazione

Obiettivo: Sviluppo competenze scientifiche nel campo della sicurezza nucleare

Responsabile del Progetto: Felice De Rosa, ENEA

Il presente documento descrive le attività di ricerca svolte all'interno dell'Accordo di collaborazione "Sviluppo competenze scientifiche nel campo della sicurezza nucleare e collaborazione ai programmi internazionali per il nucleare di IV generazione"

Responsabile scientifico ENEA: Felice De Rosa.

Responsabile scientifico CIRTEN: Giuseppe Forasassi

Titolo

Calcoli di Inventari di Nocciolo: Affinamento della Metodologia ed Applicazione ai Reattori Frontalieri.

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

Argomenti trattati: Inventari di Nocciolo, LWR, Reattori Frontalieri

Sommario

Il presente rapporto descrive la realizzazione di un database contenente specifici parametri d'impianto e gli inventari di nocciolo di 26 centrali distanti dal confine nazionale meno di 200 km (centrali frontaliere). Gli inventari di nocciolo sono stati calcolati in relazione ai nuclidi a maggior impatto radiologico sia utilizzando le procedure descritte dai codici RASCAL 3.0.5 e RASCAL 4.2, sia effettuando un calcolo d'inventario attraverso il codice ORIGEN-ARP della suite di SCALE 6.1 secondo la metodologia individuata nella precedente annualità dell'AdP ENEA-MSE. Si è, inoltre, provveduto ad individuare un procedimento generale per fornire una stima della densità media del moderatore e dell'arricchimento medio di nocciolo. Successivamente, si è calcolata la sensibilità dell'inventario di nocciolo all'arricchimento iniziale. In ultimo, si è realizzato un confronto tra gli inventari di combustibile per un assembly Westinghouse 17x17 calcolati con i codici MCNPX 2.7.0 e ORIGEN-ARP.


Note:

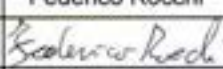
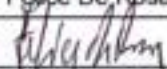
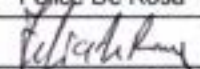
AUTORI: F. Rocchi (1), A. Guglielmelli (2), M. Sumini (2), F. Teodori (2)

(1) ENEA

(2) CIRTEN – UNIBO

Corrispondenza documento CIRTEN: CERSE-UNIBO RL 1356/2013

Copia n.
In carico a:

2			NOME			
			FIRMA			
1			NOME			
			FIRMA			
0	EMISSIONE	03/09/2013	NOME	Federico Rocchi	Felice De Rosa	Felice De Rosa
			FIRMA			
REV.	DESCRIZIONE	DATA		REDAZIONE	CONVALIDA	APPROVAZIONE

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione ADPFISS – LP1 – 007	Rev. 0	Distrib. L	Pag. di 2 45
--	--	------------------	----------------------	------------------------

Indice Generale

Indice Generale.....	2
1. Introduzione.....	3
2. Densità media di nocciolo del moderatore per impianti BWR.....	3
3. Arricchimento medio nocciolo.....	6
4. Sensitività dell'inventario all'arricchimento medio.....	9
5. Confronto tra inventario RASCAL 3.0 e 4.2.....	11
6. Confronto tra bruciamento con ORIGEN-ARP ed MCNPX.....	14
7. Descrizione del Database.....	30
Appendice: Calcoli per un PWR da 900 MWe per il codice MELCOR.....	41
Indice delle Tabelle.....	43
Indice delle Figure.....	43
Riferimenti bibliografici.....	45

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione ADPFISS – LP1 – 007	Rev. 0	Distrib. L	Pag. di 3 45
--	--	------------------	----------------------	------------------------

I. Introduzione

La realizzazione di un codice fast running per il calcolo della dose alla popolazione a seguito di un incidente nucleare poggia su tre pilastri fondamentali: il calcolo del termine sorgente, il calcolo del trasporto atmosferico del materiale radioattivo rilasciato espresso dal termine sorgente, ed il calcolo vero e proprio della dose efficace a seguito di immersione nella nube, inalazione, ingestione ecc [1]. I tre calcoli sono in cascata tra loro: il risultato del primo è da considerarsi come input per il secondo e così via; poiché ognuno di essi è inevitabilmente affetto da incertezze ed errori, sia a livello di modellizzazione fisica che di calcolo vero e proprio, ne consegue che la stima della dose, risultato finale della catena, può essere affetta da errori consistenti. Si deve pertanto cercare di minimizzare gli errori introdotti e svincolare per quanto possibile il calcolo da evenienze estemporanee legate alle circostanze difficili della gestione dell'emergenza nucleare. L'unico punto su cui si può agire prima di una emergenza è il calcolo del termine sorgente. Questo può infatti essere calcolato a priori per una serie predeterminata di sequenze incidentali "tipo" e quindi stoccato in un database da usare a seconda del tipo di incidente, senza particolare delay temporale rispetto al decorrere degli eventi reali. La stessa strategia non può purtroppo essere usata per il secondo step del calcolo, il trasporto atmosferico, poiché tali calcoli necessitano di condizioni meteorologiche reali ed in real-time.

In questo documento è descritta la realizzazione di un database di inventari di nocciolo per le centrali frontaliere, intendendo con questo termine gli impianti nucleari dislocati a meno di 200 km dal confine nazionale. Il database di inventari è a sua volta il primo step concettuale per giungere ad una stima di uno o più termini sorgente; ogni termine sorgente non è altro infatti che una complessa convoluzione dell'inventario di nocciolo fatta ricorrendo ad una funzione che dipende in prima istanza dal tipo di incidente, dal tipo di impianto, dal nuclide, e, in modo esplicito, dal tempo.

La procedura di calcolo per gli inventari di nocciolo, nonché l'elenco degli impianti frontaliere, sono stati ampiamente descritti in [2], quale risultato del lavoro della precedente annualità dell'AdP ENEA-MSE.

Il presente documento è strutturato in due parti: la prima contiene alcuni affinamenti metodologici non presentati in [2], ma comunque necessari ad un calcolo accurato degli inventari, e la seconda che descrive la strutturazione del database di inventari prodotto. Il database stesso non può essere reso di dominio pubblico, poiché contiene dati di impianto ottenuti mediante sigla di appositi non-disclosure agreements. Il database stesso è comunque a disposizione dell'Unità Tecnica UTFISSM. Il reperimento dei dati di impianto necessari al calcolo degli inventari è da considerarsi parte fondamentale del lavoro; al variare dei dati di impianto, a causa dell'adozione di procedure NUPLEX (Nuclear Plant Life Extension) o di Up-rating (incremento della potenza termica dell'impianto), si renderà necessario aggiornare i calcoli di inventario. Si raccomanda un aggiornamento con periodicità annuale od almeno biennale.

II. Densità media di nocciolo del moderatore per impianti BWR.

Il calcolo di inventario mediante Origen-ARP fa ricorso a librerie di sezioni d'urto efficaci, ad un gruppo, precalcolate con la sequenza TRITON di SCALE [3]; tali sezioni d'urto sono derivate da un collassamento in energia e da un'omogeneizzazione spaziale operate su una sezione trasversa di assembly, come tipico di ogni approccio di tipo deterministico al problema delle sezioni d'urto efficaci. Tuttavia questo implica che la sezione trasversa di assembly sia rappresentativa dell'intero sviluppo in altezza (o lunghezza che dir si voglia) dell'assembly stesso. Per un PWR tale assunzione semplificativa è ben valida poiché non si hanno variazioni significative delle proprietà del mezzo materiale con la quota; per un BWR la situazione è parecchio diversa: non solo varia moltissimo l'arricchimento da quota a quota, ma varia molto anche la densità del fluido refrigerante/moltiplicante, a causa del cambiamento di fase. Per tenere in conto la variazione assiale di arricchimento si è soliti utilizzare l'arricchimento medio di nocciolo [4]; è ragionevole dunque pensare di poter rappresentare l'assembly BWR, almeno per quanto riguarda il calcolo di inventario, con un'unica sezione trasversa in cui il refrigerante abbia la densità media di nocciolo (per un calcolo 3D di neutronica di nocciolo si opterà invece per una nodalizzazione assiale, con sezioni d'urto

efficaci discretizzate lungo l'asse verticale). Occorre dunque poter disporre del valor medio della densità del refrigerante. Tale valor medio può essere definito come la media volumetrica della densità nell'intero assembly; tale media volumetrica si riduce infine ad una media lungo l'asse verticale dell'assembly, estesa alla sola zona attiva dello stesso:

$$\bar{\rho} = \frac{1}{L} \int_{z_0}^{z_0+L} \rho(z) dz$$

essendo L la lunghezza della zona attiva e z_0 la quota di inizio della zona attiva.

In Fig. 1 è riportato un tipico profilo assiale in zona attiva di densità di moderatore di un BWR [4]; ricorrendo a tale profilo si ottiene il seguente valor medio volumetrico: 0.4384 g/cm³. La linea rossa in Fig. 1 rappresenta tale valor medio.

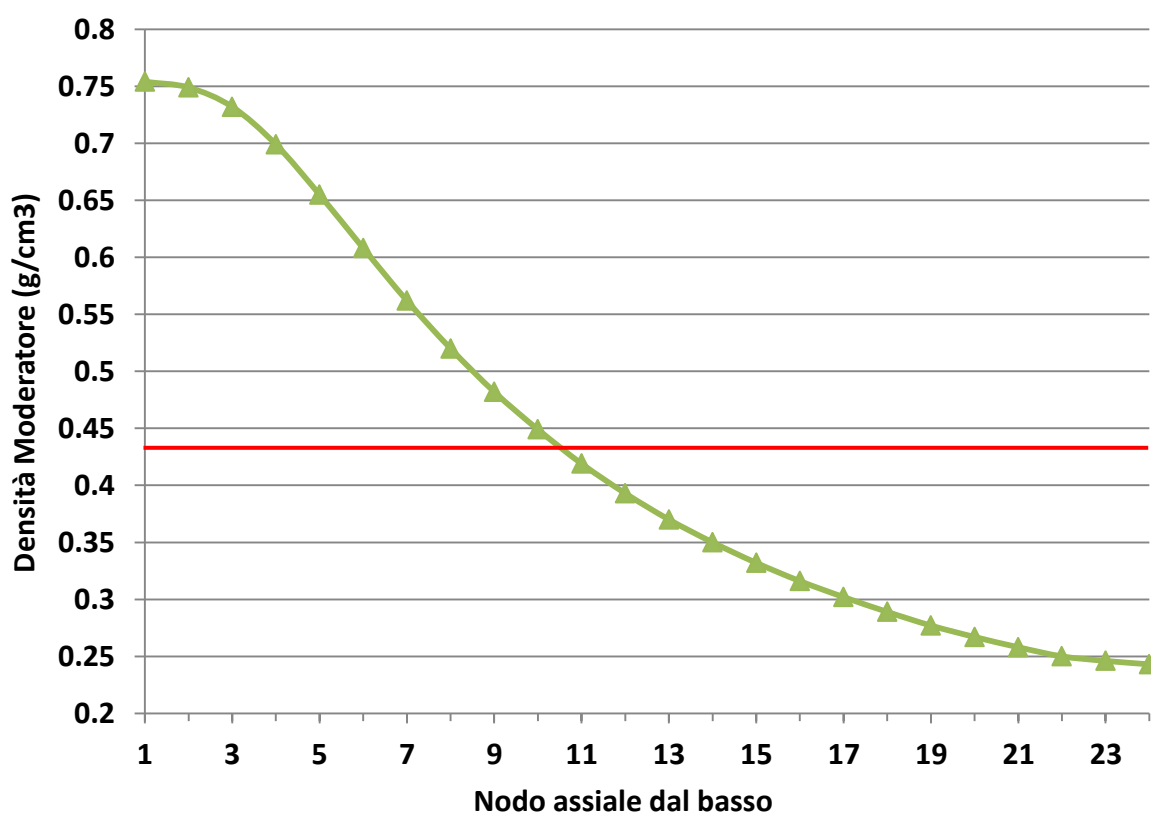


Fig. 1: Profilo assiale di densità di moderatore tipico di un BWR.

Se non si dovesse disporre di un dato più preciso a seconda dello specifico impianto che si considera, si suggerisce di utilizzare tale valor medio come dato di input per Origen-ARP.

In Fig. 2 sono invece mostrati tre profili assiali di arricchimento tipici di un BWR, per tre diversi valori di burnup allo scarico [4].

In Fig. 3 infine è mostrato l'effetto combinato di distribuzione assiale di densità di moderatore, dunque di flusso, di inserzione media di barra di controllo, e di arricchimento sui profili assiali di burnup in un BWR [3] per tre diversi valori di burnup allo scarico. Come si può vedere, l'ottimizzazione della neutronica del sistema fa sì che i profili siano abbastanza piatti dal nodo 3 al nodo 21, cioè per quasi tutta l'altezza attiva del nocciolo. Con l'esclusione dunque delle zone terminali della parte attiva, l'ipotesi di utilizzo di una densità media di moderatore per una sola sezione trasversale rappresentativa porta a risultati più che soddisfacenti. Va infine detto che le librerie per Origen-ARP sono multiparametro [2] e dunque sarebbe in teoria possibile fare un calcolo dettagliato dell'inventario nodalizzando assialmente l'assembly ed

adottando una densità specifica per ogni nodo. Tale approccio, seppur più accurato, non porta un beneficio tale da giustificare l'ingente sforzo, almeno fintantoché lo scopo del calcolo sia solo quello di valutare un inventario di combustibile.

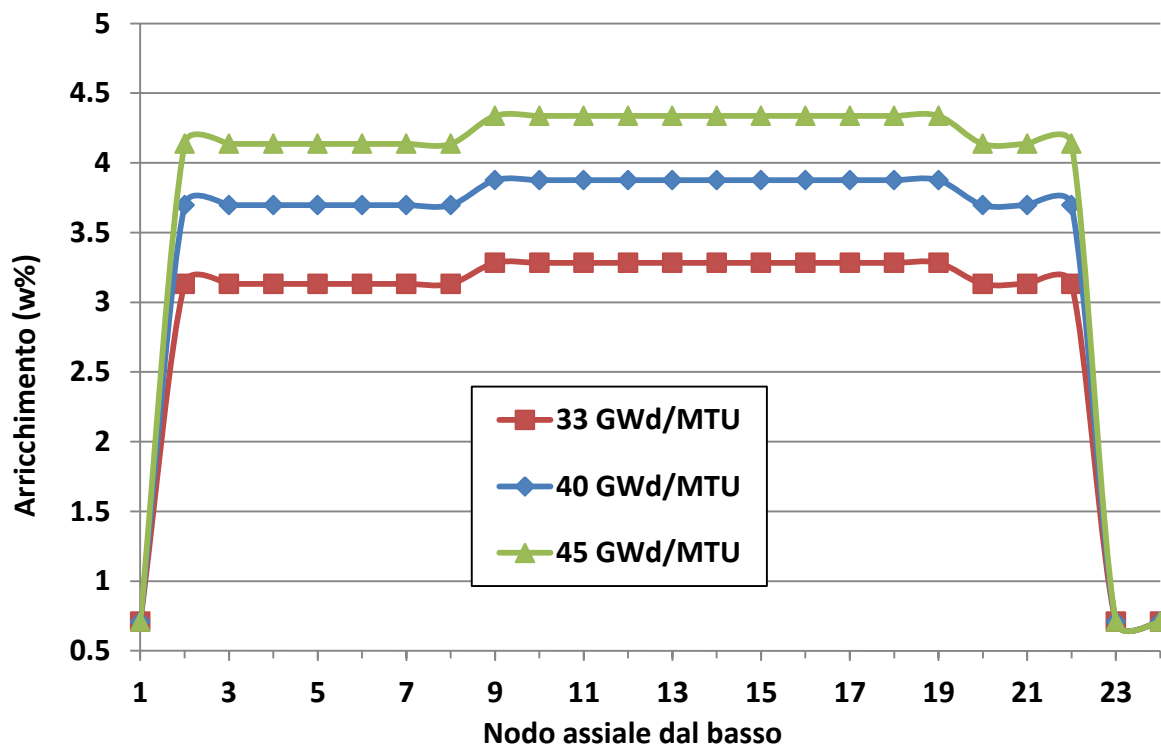


Fig. 2: Profilo assiale di arricchimento tipico di un BWR per tre diversi valori di burnup allo scarico.

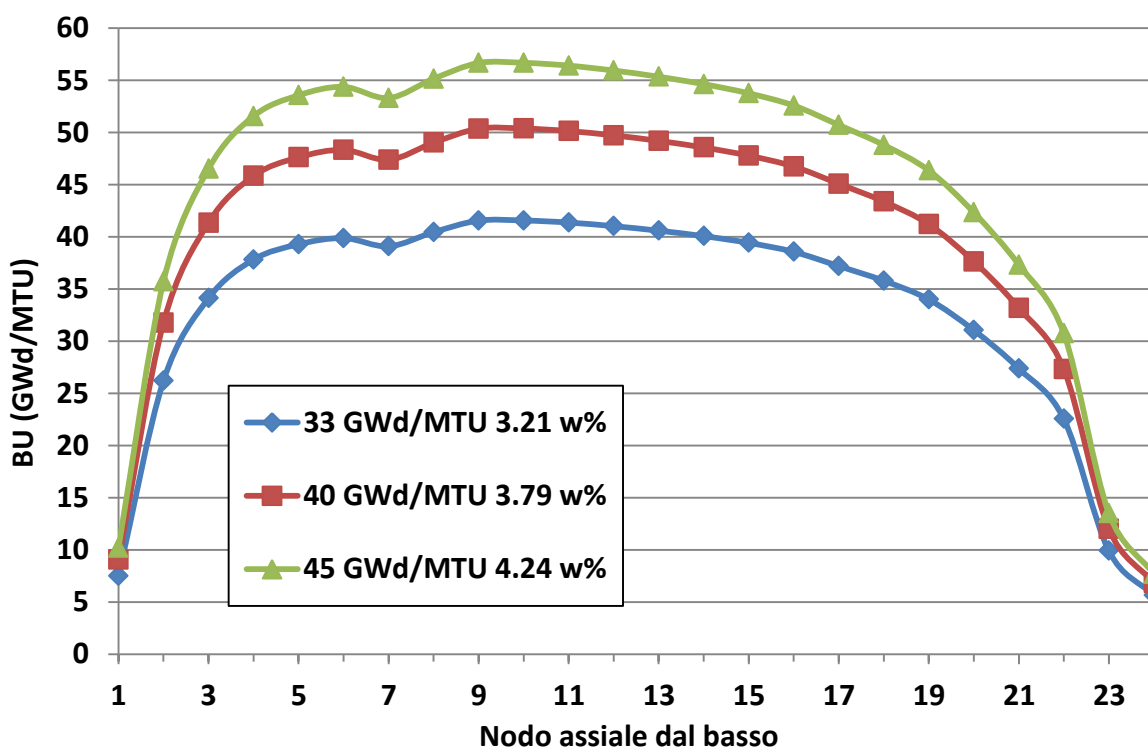


Fig. 3: Profili assiali di burnup per tre valori di burnup allo scarico per un BWR tipico.

III. Arricchimento medio di nocciolo.

Il valor medio di arricchimento di nocciolo è un altro dato importante che deve essere fornito in input ad Origen-ARP per un calcolo di inventario. Tuttavia questo dato è molto spesso considerato sensibile e, in quanto segreto industriale indicatore delle performance economiche della gestione di ciclo del combustibile, non viene diffuso o divulgato pubblicamente. In assenza di tale dato occorre poter stimare l'arricchimento iniziale in funzione del massimo burnup raggiunto allo scarico; vengono in aiuto a ciò alcuni studi sperimentali che hanno correlato burnup allo scarico ed arricchimento iniziale [5,6,7,8].

Tali studi, limitati principalmente a PWR e BWR, hanno purtroppo il limite di non incorporare i risultati di performance industriale più recenti, soprattutto quelli relativi a porzionamenti di nocciolo in più di 4 batch; nondimeno sono in grado di fornire stime abbastanza precise sull'arricchimento.

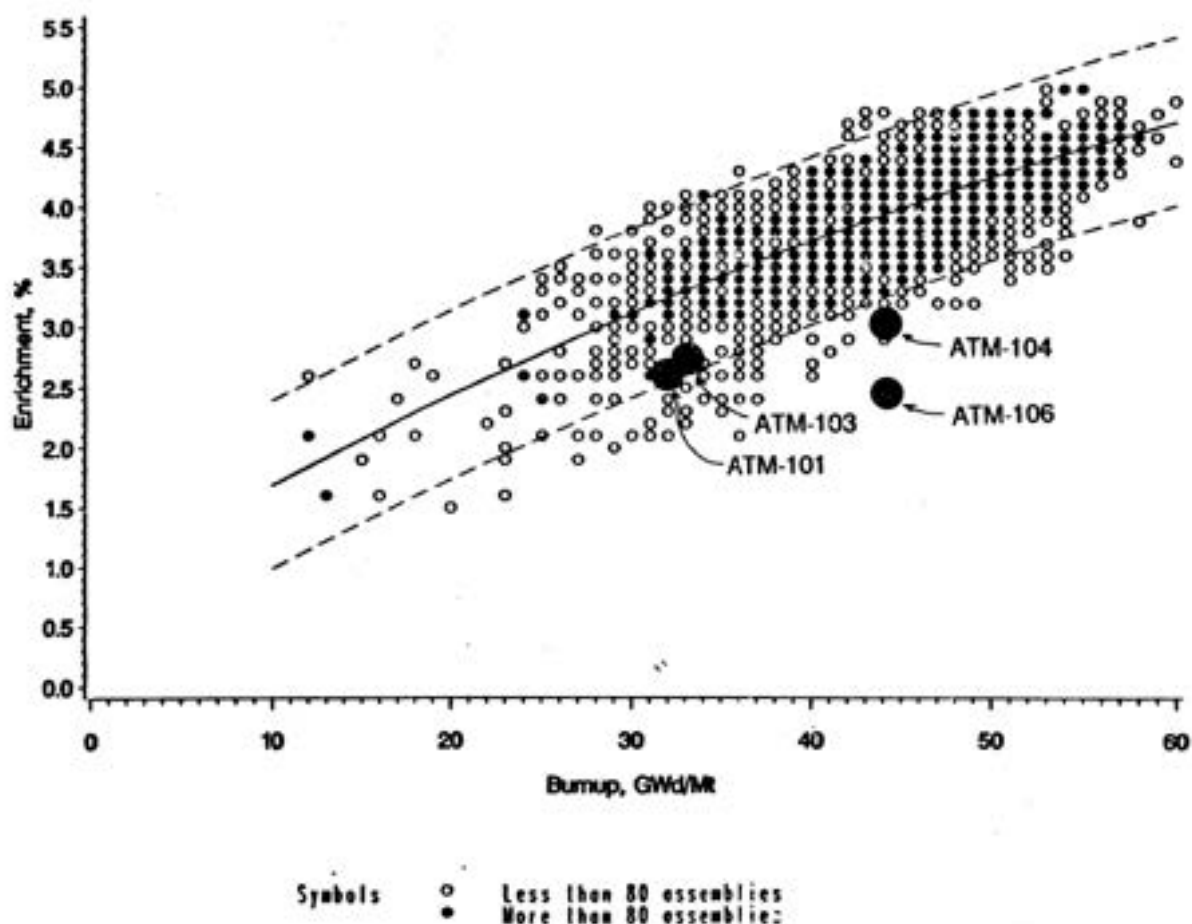


Fig. 4: Correlazione ORNL 1991 per PWR.

In Fig. 4 è mostrato un grafico, prodotto da un'analisi condotta da ORNL nel 1991, che riassume un numero elevatissimo di assembly di reattori PWR americani; ogni simbolo pieno riassume un ensemble statistico di più di 80 assembly; ogni simbolo vuoto un ensemble statistico di meno di 80 assembly. Il simbolo vuoto è dunque statisticamente meno significativo del pieno. La linea continua rappresenta un best-fitting di tutti i dati; le due linee tratteggiate altri due best-fitting atti a coprire ± 3 deviazioni standard dei dati sperimentali. La curva tratteggiata superiore, che rappresenta assembly malamente sfruttati, è detta ad "alto arricchimento"; la curva tratteggiata inferiore, che rappresenta assembly molto ben sfruttati, è detta a "basso arricchimento"; la curva continua è detta ad "arricchimento medio". Vale:

$$\begin{array}{l}
 \text{Basso arricchimento} \\
 \text{Medio arricchimento} \\
 \text{Alto arricchimento}
 \end{array}
 \left\{
 \begin{array}{l}
 e = 0.1694 + 0.085366B - 0.000351B^2 \\
 e = 0.8694 + 0.085366B - 0.000351B^2 \\
 e = 1.5694 + 0.085366B - 0.000351B^2
 \end{array}
 \right.$$

in cui e è l'arricchimento in w% e B è il burnup allo scarico in GWd/MTU. Tra le due curve tratteggiate sussiste una differenza costante pari a 1.4 w%.

In maniera del tutto analoga ORNL ha ricavato una correlazione sperimentale per BWR, graficata in Fig. 5.

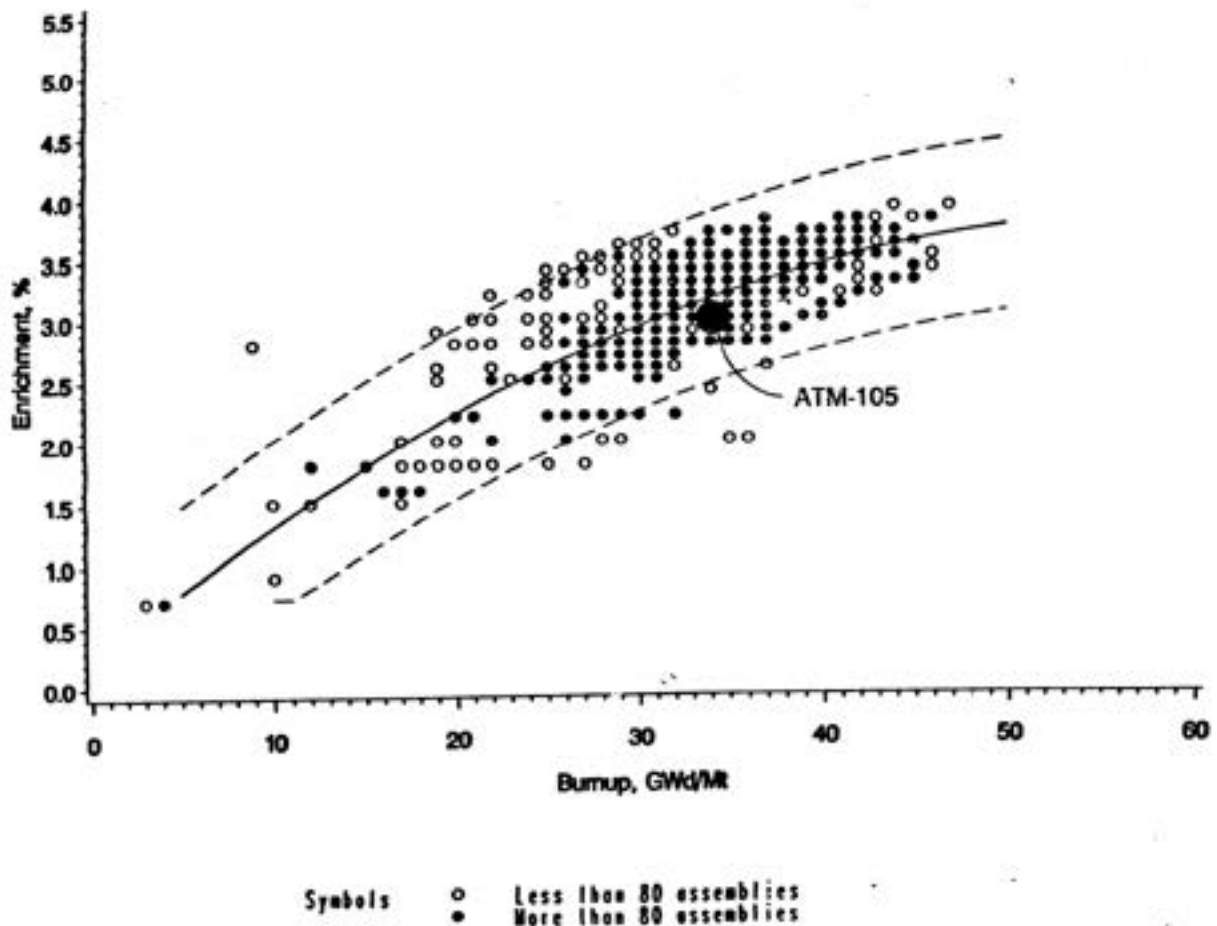


Fig. 5: Correlazione ORNL 1991 per BWR.

Vale:

$$\begin{array}{l}
 \text{Basso arricchimento} \\
 \text{Medio arricchimento} \\
 \text{Alto arricchimento}
 \end{array}
 \left\{
 \begin{array}{l}
 e = -0.5038 + 0.121756B - 0.001018B^2 \\
 e = 0.1962 + 0.121756B - 0.001018B^2 \\
 e = 1.8962 + 0.121756B - 0.001018B^2
 \end{array}
 \right.$$

Tra le curve tratteggiate sussiste una differenza costante pari a 1.4w%.

Nel 2003 il MIT ha prodotto uno studio aggiornato al 2003 per i PWR americani, con scopi e validità predittive, secondo cui:

$$e = 0.41201 + 0.11508 \cdot \left(\frac{n+1}{2n} BU \right) + 0.00023937 \cdot \left(\frac{n+1}{2n} BU \right)^2$$

con e in % e BU in GWd/MTU ; n rappresenta il numero di batch in cui è suddiviso il nocciolo. L'arricchimento massimo è il 20 w%. Come si può notare, l'espressione tende a divenire indipendente da n , come deve essere, per n grande.

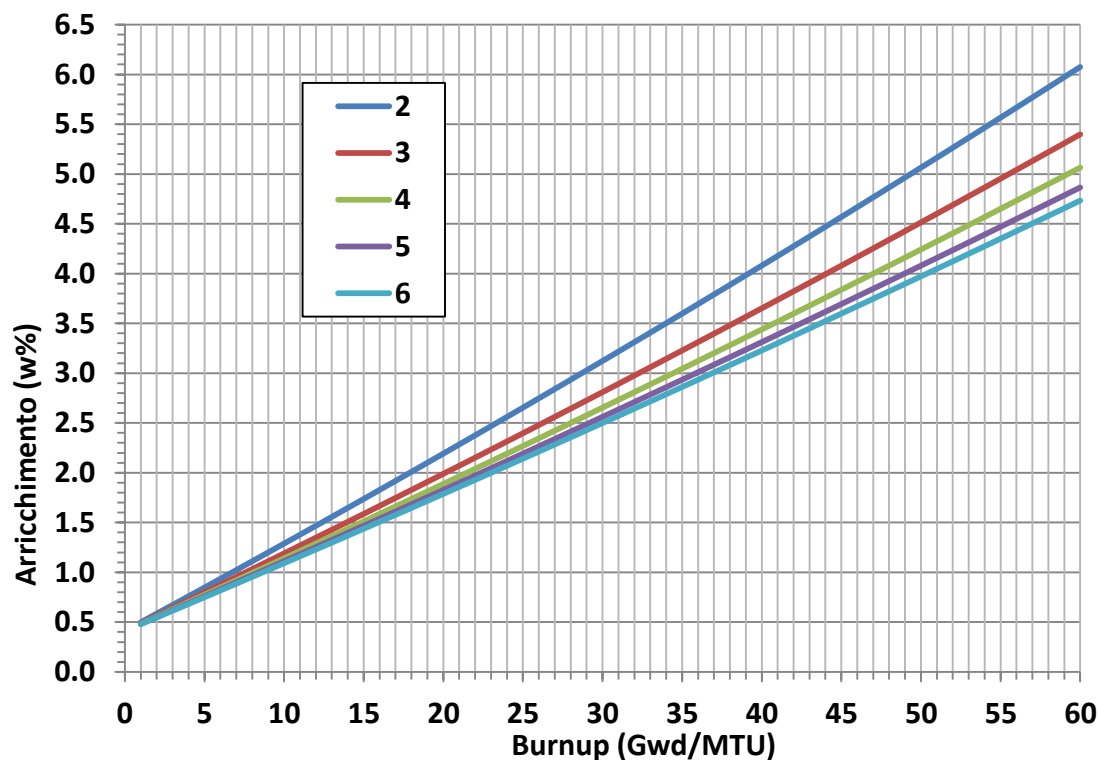


Fig. 6: Correlazione MIT 2003 per PWR.

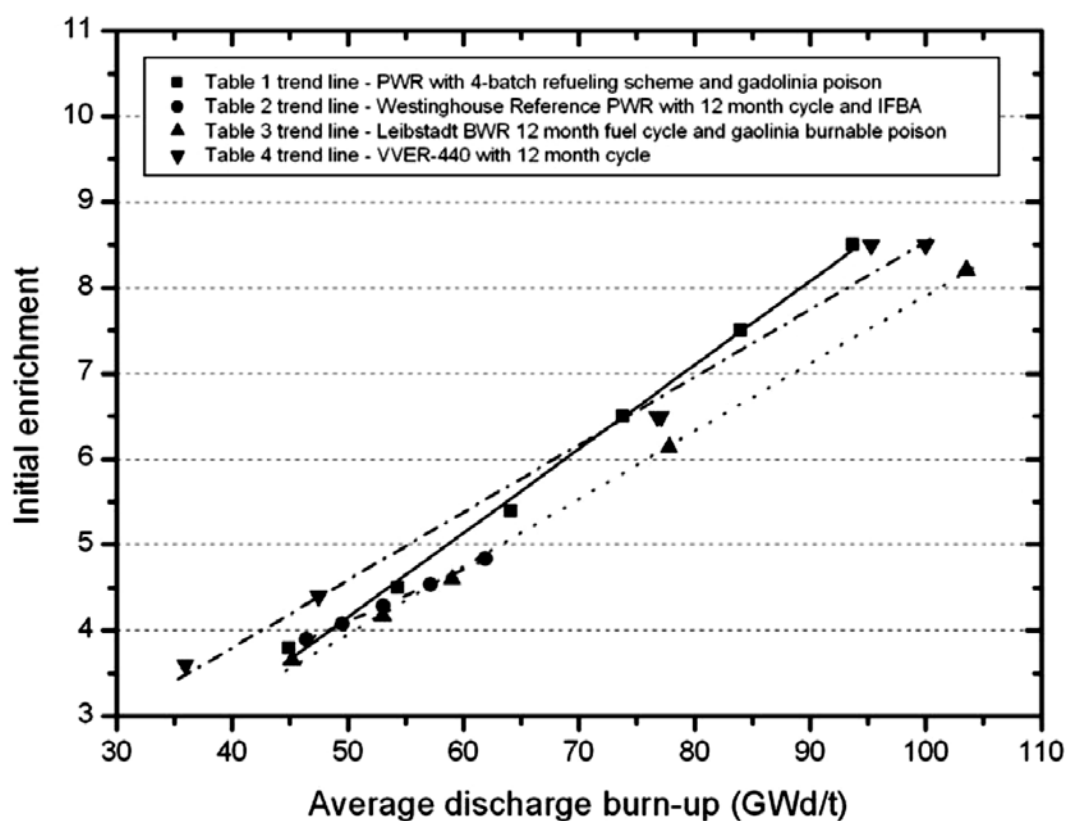


Fig. 7: Trend NEA.

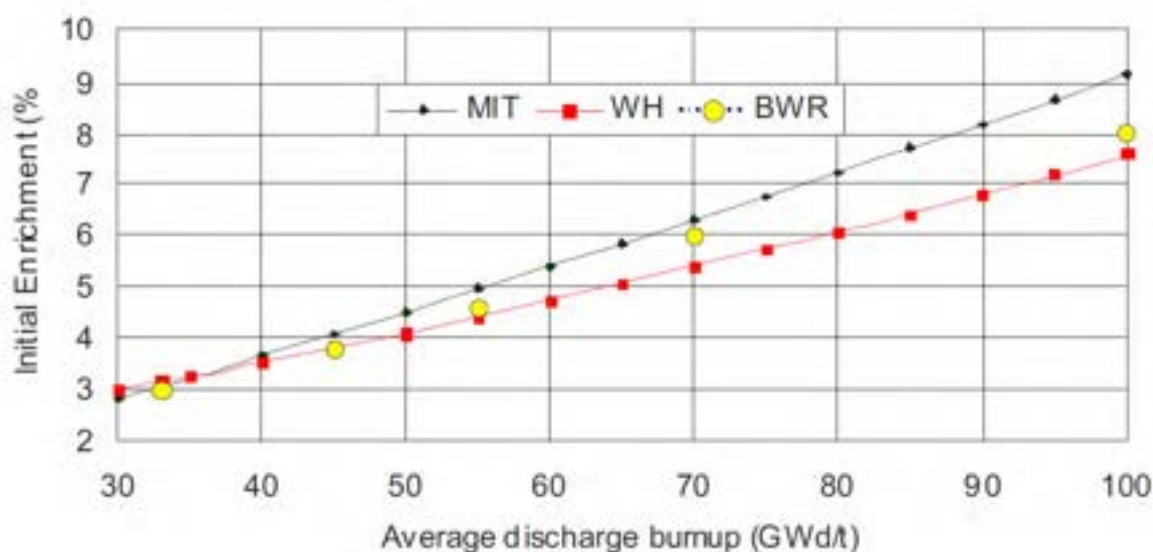


Fig. 8: Trend IAEA; MIT = Correlazione MIT; WH = Correlazione Westinghouse; BWR = Valori per BWR.

IV. Sensitività dell'inventario all'arricchimento medio.

La difficoltà nel reperire informazioni sul valore dell'arricchimento iniziale medio di nocciolo per diverse centrali frontaliere, ha comportato l'esigenza d'indagare l'effetto della variazione di tale parametro sull'inventario di nocciolo per impianti PWR e BWR. In generale, infatti, un aumento dell'arricchimento iniziale comporta, a parità di condizioni operative, un indurimento dello spettro neutronico ed una conseguente diversa valutazione delle sezioni d'urto efficaci. La composizione isotopica - ricavabile a partire dalla risoluzione del sistema delle equazioni di Bateman che comprendono il valore di flusso e le sezioni d'urto efficaci - verrà dunque a modificarsi.

Operativamente si sono stimati tre valori d'arricchimento (basso, medio ed alto) utilizzando le correlazioni sperimentali esposte nel paragrafo precedente che forniscono l'arricchimento per le due tipologie di reattori PWR e BWR al variare del burnup allo scarico. Successivamente, si è proceduto ad un calcolo d'inventario mediante il codice ORIGEN-ARP della suite SCALE 6.1 utilizzando i valori d'arricchimento stimati e le specifiche tecniche delle centrali frontaliere mancanti dell'informazione sull'arricchimento. La valutazione quantitativa della sensitività dell'inventario all'arricchimento è stata effettuata confrontando la variazione relativa della composizione isotopica ottenuta con arricchimenti alti e bassi rispetto a quella per l'arricchimento medio secondo le relazioni:

$$Var_{m-l} = \frac{C_{i,l} - C_{i,m}}{C_{i,m}}; \quad Var_{m-h} = \frac{C_{i,h} - C_{i,m}}{C_{i,m}}$$

In cui:

$C_{i,m}$ = concentrazione dell' i-esimo isotopo per arricchimento medio

$C_{i,l}$ = concentrazione dell' i-esimo isotopo per arricchimento basso

$C_{i,h}$ = concentrazione dell' i-esimo isotopo per un arricchimento alto

Nella Tabella 1 si riporta un esempio dei risultati ottenuti per una centrale di tipologia PWR:

Nuclide [-]	Attività [Ci/MTU]	Attività [Ci/MTU]	Attività [Ci/MTU]	Var [%]	Var [%]
PWR	LW (e=3.14)	ME (e=3.84)	HE (e=4.54)	(LE-ME)/ME	(HE-ME)/ME
Ba-140	1.84E+06	1.87E+06	1.89E+06	-1.60	1.07
Ce-144	1.13E+06	1.16E+06	1.18E+06	-2.59	1.72
Cs-134	6.58E+04	6.08E+04	5.67E+04	8.22	-6.74
Cs-136	3.30E+04	3.25E+04	3.22E+04	1.54	-0.92
Cs-137	6.86E+04	6.86E+04	6.87E+04	0.00	0.15
I-131	1.04E+06	1.03E+06	1.02E+06	0.97	-0.97
I-132	1.54E+06	1.53E+06	1.52E+06	0.65	-0.65
I-133	2.13E+06	2.14E+06	2.15E+06	-0.47	0.47
I-134	2.41E+06	2.44E+06	2.45E+06	-1.23	0.41
I-135	2.04E+06	2.05E+06	2.05E+06	-0.49	0.00
Kr-85	7.02E+03	7.30E+03	7.52E+03	-3.84	3.01
Kr-85m	2.80E+05	3.00E+05	3.15E+05	-6.67	5.00
Kr-87	5.55E+05	5.97E+05	6.29E+05	-7.04	5.36
Kr-88	7.44E+05	8.03E+05	8.49E+05	-7.35	5.73
La-140	1.88E+06	1.90E+06	1.92E+06	-1.05	1.05
Mo-99	1.95E+06	1.96E+06	1.97E+06	-0.51	0.51
Np-239	2.13E+07	1.93E+07	1.77E+07	10.36	-8.29
Ru-103	1.56E+06	1.48E+06	1.42E+06	5.41	-4.05
Ru-106	3.64E+05	3.19E+05	2.86E+05	14.11	-10.34
Sb-127	9.28E+04	8.70E+04	8.25E+04	6.67	-5.17
Sb-129	2.91E+05	2.76E+05	2.65E+05	5.43	-3.99
Sr-89	1.03E+06	1.11E+06	1.17E+06	-7.21	5.41
Sr-90	5.32E+04	5.56E+04	5.74E+04	-4.32	3.24
Sr-91	1.30E+06	1.39E+06	1.46E+06	-6.47	5.04
Te-129m	5.12E+04	4.86E+04	4.66E+04	5.35	-4.12
Te-131m	2.01E+05	1.92E+05	1.84E+05	4.69	-4.17
Te-132	1.48E+06	1.48E+06	1.47E+06	0.00	-0.68
Xe-131m	1.27E+04	1.25E+04	1.24E+04	1.60	-0.80
Xe-133	2.15E+06	2.15E+06	2.16E+06	0.00	0.47
Xe-133m	6.64E+04	6.61E+04	6.58E+04	0.45	-0.45
Xe-135	5.07E+05	5.91E+05	6.76E+05	-14.21	14.38
Xe-138	1.83E+06	1.86E+06	1.89E+06	-1.61	1.61
Y-91	1.36E+06	1.44E+06	1.50E+06	-5.56	4.17

Tab. 1: Sensitività dell'inventario all'arricchimento medio di nocciolo.

Come si può osservare, le variazioni relative percentuali sono abbastanza basse, anche in considerazione del fatto che la variazione relativa imposta al valore di arricchimento (dell'ordine del 20%) è pari all'errore che si può commettere nella stima dell'arricchimento medio per le centrali di cui non si dispone di un dato ufficiale. Un errore di inventario superiore al 10% si riscontra solo per gli isotopi 239Np, 106Ru e 135Xe. Poiché la concentrazione di equilibrio degli isotopi dello Xeno dipende essenzialmente dalle sezioni d'urto e dall'ampiezza del flusso totale, ne discende che l'effetto spettrale dovuto al diverso arricchimento [9] è particolarmente influente sul valore delle sezioni d'urto efficaci. Questo è giustificato anche dal fatto che, come noto, la sezione d'urto di cattura radiativa di 135Xe è particolarmente alta in zona termica (vedi Fig.

9). In definitiva la procedura adottata per la stima dell'arricchimento medio di nocciolo per le centrali di cui non si dispone di un dato ufficiale può considerarsi soddisfacente per gli scopi prefissati.

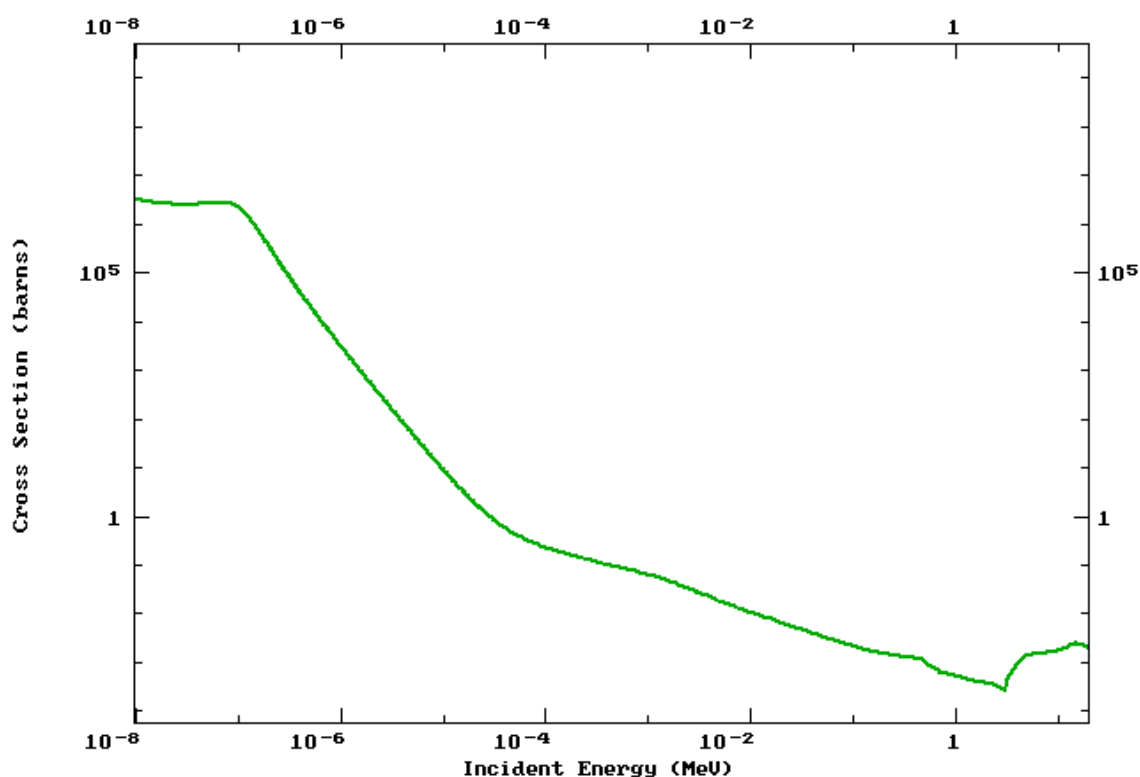


Fig. 9: Sezione d'urto (n,γ) per ¹³⁵Xe (JEFF-3.1).

V. Confronto tra inventario RASCAL 3.0 e 4.2

L'inventario di nocciolo può essere rapidamente, anche se grossolanamente, stimato a partire dalla conoscenza della sola potenza termica del nocciolo attraverso l'uso di opportuni coefficienti [2]. In particolare, il codice RASCAL 3.0.5 – deputato al calcolo del termine sorgente, del trasporto e della dispersione in atmosfera del materiale radioattivo e della deposizione dello stesso al suolo – valuta l'inventario di nocciolo per una determinata lista di nuclidi, presenti nella TAB. 2.2 della norma NUREG-1228, a partire da opportuni coefficienti ricavati in uno studio su un nocciolo a basso arricchimento iniziale di Uranio per un burnup allo scarico di 30000 MWd/MTU [10]. La scelta dei nuclidi normati è dovuta sia al rilevante effetto sulla salute (Ba, Cs, I, Ru, Mo, Sr, Te) sia all'elevata probabilità di essere rilasciati dal nocciolo come prodotti di fissione (Xe, Kr). L'inventario di quei nuclidi che hanno un tempo di dimezzamento maggiore di un anno, sono valutati – secondo un'opportuna relazione lineare – in base all'effettivo burnup del sistema. In Tab. 2 si riporta l'inventario di nocciolo normalizzato utilizzato dal codice RASCAL 3.0.5.

Nuclide	Inv. di nocciolo	Nuclide	Inv. di nocciolo
[-]	[Ci/MWth]	[-]	[Ci/MWth]
Ba-140	5.30E+04	Ru-103	3.70E+04
Ce-144	2.80E+04	Ru-106	1.33E+04
Cs-134	4.17E+03	Sb-127	2.00E+03
Cs-136	1.00E+03	Sb-129	1.10E+04

Cs-137	2.67E+03	Sr-89	3.10E+04
I-131	2.80E+04	Sr-90	2.00E+03
I-132	4.00E+04	Sr-91	3.70E+04
I-133	5.70E+04	Te-129m	1.80E+03
I-134	6.30E+04	Te-131m	4.00E+03
I-135	5.00E+04	Te-132	4.00E+04
Kr-85	3.17E+02	Xe-131m	3.30E+02
Kr-85m	8.00E+03	Xe-133	5.70E+04
Kr-87	1.60E+04	Xe-133m	2.00E+03
Kr-88	2.30E+04	Xe-135	1.10E+04
La-140	5.30E+04	Xe-138	5.70E+04
Mo-99	5.30E+04	Y-91	4.00E+04
Np-239	5.50E+05		

Tab. 2: Inventario di nocciolo RASCAL 3.0.5

La più recente versione 4.2 di RASCAL, oltre a disporre di modelli più accurati per il trasporto in atmosfera, è in grado di descrivere un maggior numero di nuclidi rispetto alla versione 3.0.5 e di valutare l'inventario di nocciolo a partire da un calcolo effettuato col modulo di controllo SAS2H della vecchia versione 4.4 della suite SCALE. Nello specifico, SAS2H utilizza il codice di bruciamento ORIGEN-S per valutare la concentrazione tempo-dipendente dei nuclidi. Il calcolo è stato effettuato per un singolo fuel assembly con un burnup di 38585 MWd/MTU. Il nocciolo di riferimento contiene 193 assembly ed esprime una potenza pari a 3749 MWth. L'arricchimento medio è pari a 4.0wt% di U-235. La normalizzazione è stata fatta moltiplicando l'inventario calcolato per un singolo fuel assembly per i 193 assembly del nocciolo e dividendo per 3479 MWth [11]. Si riporta in Tab. 3 l'inventario di nocciolo normalizzato utilizzato dal codice RASCAL 4.2 in riferimento agli stessi nuclidi descritti da Rascal 3.

Nuclide	Inv. di nocciolo	Nuclide	Inv. di nocciolo
[-]	[Ci/MWth]	[-]	[Ci/MWth]
Ba-140	4.76E+04	Ru-103	4.34E+04
Ce-144	3.54E+04	Ru-106	1.55E+04
Cs-134	4.70E+03	Sb-127	2.39E+03
Cs-136	1.49E+03	Sb-129	8.68E+03
Cs-137	3.25E+03	Sr-89	2.41E+04
I-131	2.67E+04	Sr-90	2.39E+03
I-132	3.88E+04	Sr-91	3.01E+04
I-133	5.42E+04	Te-129m	1.68E+03
I-134	5.98E+04	Te-131m	5.41E+03
I-135	5.18E+04	Te-132	3.81E+04
Kr-85	2.78E+02	Xe-131m	3.65E+02
Kr-85m	6.17E+03	Xe-133	5.43E+04
Kr-87	1.23E+04	Xe-133m	1.72E+03
Kr-88	1.70E+04	Xe-135	1.42E+04
La-140	4.91E+04	Xe-138	4.56E+04
Mo-99	5.30E+04	Y-91	3.17E+04
Np-239	5.69E+05		

Tab. 3: Inventario di nocciolo RASCAL 4.2.

Si riporta in Tab. 4 il confronto – in termini di variazione relativa percentuale – tra gli inventari di nocciolo utilizzati dal codice RASCAL nelle due versioni 3.0.5 e 4.2.

Nuclide	Var	Nuclide	Var
[-]	[%]	[-]	[%]
Ba-140	10.19	Ru-103	-17.30
Ce-144	-26.43	Ru-106	-16.54
Cs-134	-12.71	Sb-127	-19.50
Cs-136	-49.00	Sb-129	21.09
Cs-137	-21.72	Sr-89	22.26
I-131	4.64	Sr-90	-19.50
I-132	3.00	Sr-91	18.65
I-133	4.91	Te-129m	6.67
I-134	5.08	Te-131m	-35.25
I-135	-3.60	Te-132	4.75
Kr-85	12.30	Xe-131m	-10.61
Kr-85m	22.88	Xe-133	4.74
Kr-87	23.13	Xe-133m	14.00
Kr-88	26.09	Xe-135	-29.09
La-140	7.36	Xe-138	20.00
Mo-99	0.00	Y-91	20.75
Np-239	-3.45		

Tab. 4: Variazioni relative tra gli inventari di RASCAL 3.0.5 e 4.2.

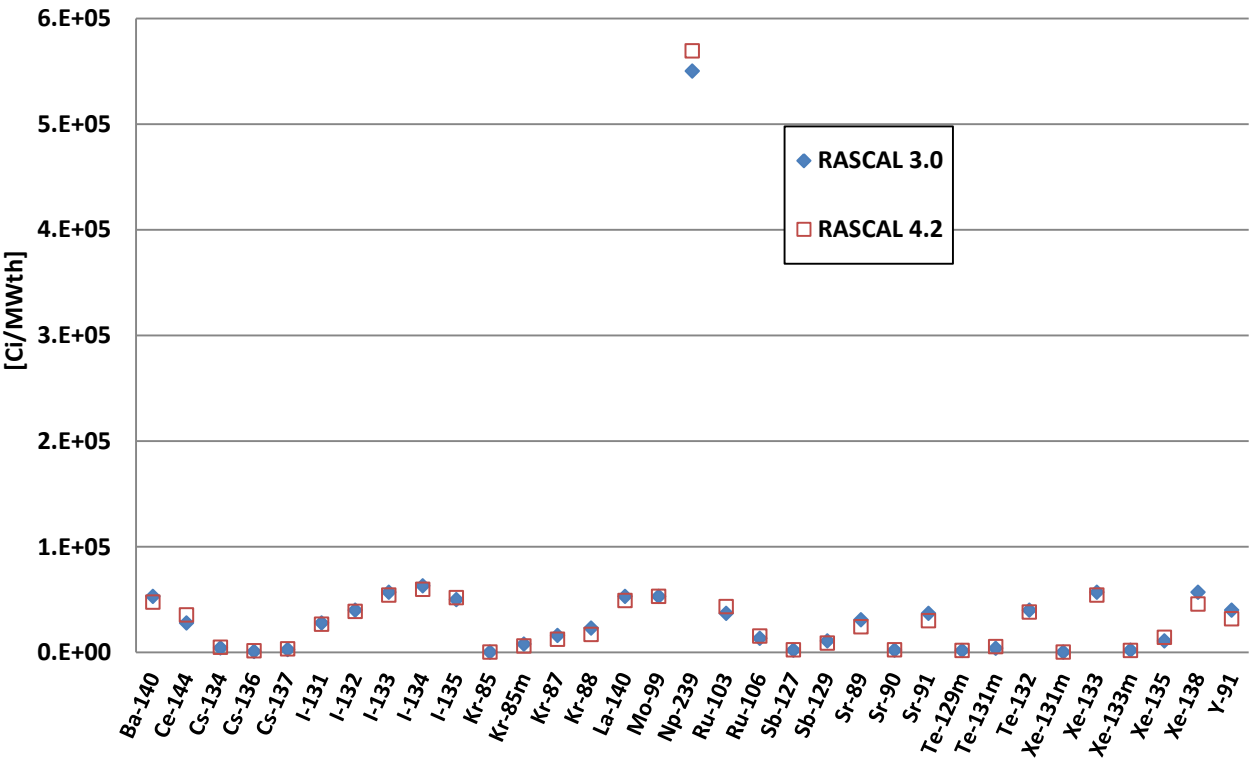


Fig. 10: Inventari normalizzati di RASCAL 3.0.5 e RASCAL 4.2.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione ADPFISS – LP1 – 007	Rev. 0	Distrib. L	Pag. 14	di 45
--	--	------------------	----------------------	-------------------	-----------------

Come si può osservare dalla Fig. 10, tali variazioni non sono assolutamente trascurabili; è probabile che le accentuate differenze siano dovute principalmente al fatto che per RASCAL 4.2 i fattori utilizzati sono il risultato di un solo calcolo per una precisa unità LWR, mentre i fattori di RASCAL 3.0 derivavano da una sorta di operazione di media su tutto il parco reattori USA. In Figura 10 è riportato il confronto tra i due inventari.

Il grafico di Fig. 11 riporta la distribuzione della variazione relativa percentuale tra gli inventari utilizzati in Rascal 3.0 e Rascal 4.2.

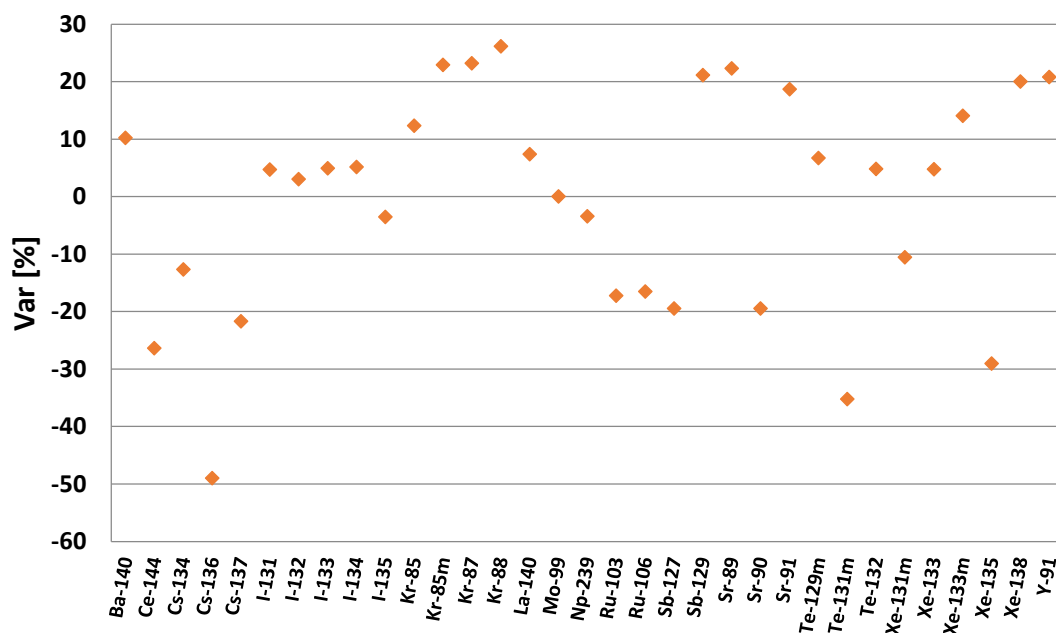


Fig. 11: Variazione relativa tra gli inventari di RASCAL 3.0.5 e RASCAL 4.2.

VI. Confronto tra bruciamento con ORIGEN-ARP ed MCNPX

La procedura per la determinazione dell'inventario di nocciolo per le centrali frontaliere passa attraverso l'utilizzo del codice ORIGEN-ARP della suite di SCALE 6.1 procedendo al bruciamento del combustibile nel ciclo di equilibrio sino al punto di MOC. Al fine di confrontare i risultati ottenuti con tale strumento di calcolo, si è realizzato un inventario di combustibile bruciato secondo un metodologia di calcolo alternativa ricorrendo ad un codice Monte Carlo 3D quale MCNPX 2.7.0.

I due codici, infatti, si differenziano nel calcolo del bruciamento per quanto riguarda la fase relativa al calcolo di trasporto. Nello specifico, ORIGEN-ARP non esegue un calcolo di trasporto ma – utilizzando sezioni d'urto efficaci omogeneizzate nello spazio e condensate ad un gruppo energetico precalcolate a partire da un calcolo di trasporto deterministico 2D – determina il flusso neutronico medio del sistema. MCNPX determina preliminarmente un flusso eseguendo un calcolo statistico di trasporto 3D sulla geometria reale del sistema utilizzando sezioni d'urto energeticamente continue, successivamente valuta le sezioni d'urto efficaci flusso mediate. Entrambi i codici procedono nella fase successiva a realizzare il bruciamento - per ogni specificato step temporale - mediante la risoluzione delle equazioni di Bateman. Al termine dello step di bruciamento – con effetti del tutto equivalenti – ORIGEN-ARP aggiorna la composizione isotopica del combustibile secondo una configurazione geometrica adimensionale (0-D), mentre MCNPX aggiorna la composizione isotopica del combustibile redistribuendolo omogeneamente secondo la reale configurazione tridimensionale (3-D) del sistema.

Il calcolo è stato effettuato in riferimento ad un assembly 17x17 standard di design Westinghouse che risulta essere assai prossimo alla configurazione geometrica di assembly attualmente adottata nella

maggioranza dei PWR europei. Le barre di controllo sono estratte. La Fig. 12 riporta la sezione trasversale dell'assembly così come descritta in MCNPX.

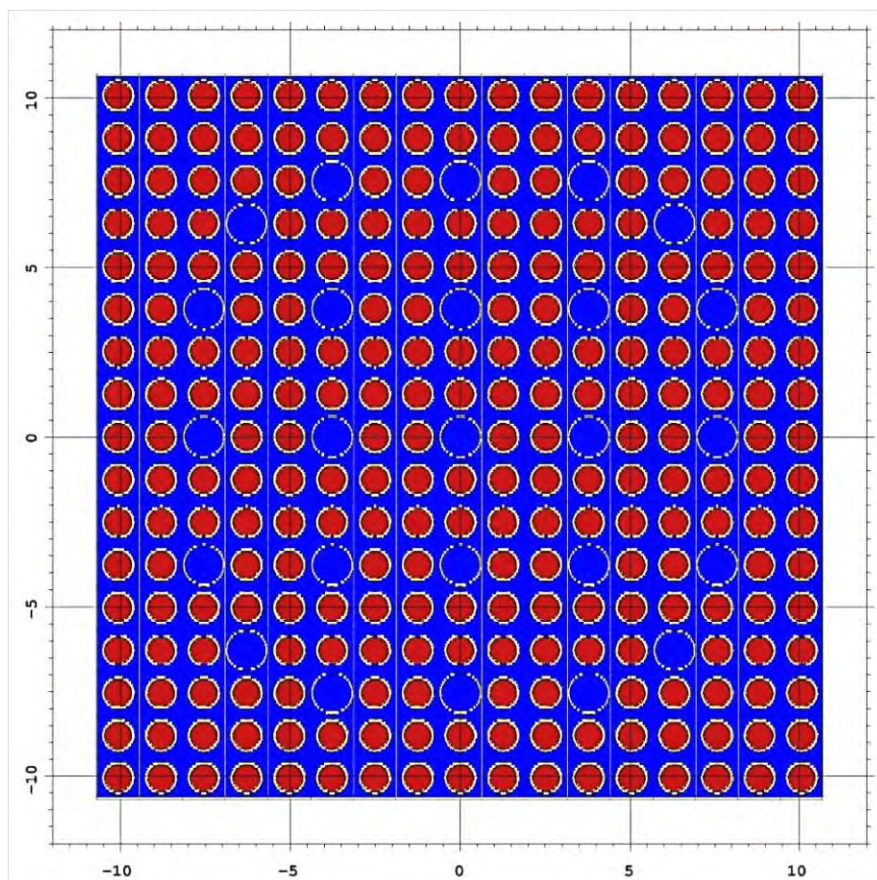


Fig. 12: Sezione trasversale dell'assembly 17x17 modellizzata in MCNPX.

Sono chiaramente evidenziate le 264 pin di combustibile ed i 25 tubi guida. Le caratteristiche tecniche dell'assembly vengono riportate in Tab. 5.

Reticolo assembly	W 17X17
Modello	Standard
Arricchimento [wt% 235U]	4.47
Maximum burnup [MWd/KgU]	72
N° barre di comb. per assembly	264
N° di tubi d'acqua	25
Passo reticolare [cm]	1.26
Altezza zona attiva assembly [cm]	420
larghezza totale assembly [cm]	21.40
<u>Dati barra di combustibile</u>	
densità fuel (g/cc)	10.41
diametro pellet [cm]	0.805
composizione del clad	Zircalloy-4
spessore clad (cm)	0.0635
diametro interno clad [cm]	0.8220
diametro esterno clad [cm]	0.9500

Temperatura Fuel [K]	900
Temperatura Clad [K]	622
Dati tubi Guida	
Raggio interno [cm]	0.5715
Raggio esterno [cm]	0.6121
Materiale tubo guida	Zircalloy-4
Dati moderatore	
Densità media [g/cc]	0.7230
Concentrazione media di boro [ppm]	630
Temperatura moderatore [K]	575

Tab. 5: Parametri reticolari dell'assembly.

Con l'obiettivo di procedere ad una valutazione comparativa efficace dei risultati ottenibili con i due codici, le specifiche della precedente tabella sono state ottenute direttamente dai dati forniti nella suite di SCALE 6.1 [12] per la realizzazione delle librerie di sezioni d'urto efficaci multiparametro W17X17 col modulo di controllo TRITON [13], secondo la sequenza di bruciamento T-DEPL. Nelle tabelle seguenti, vengono riportate le composizioni isotopiche dei materiali utilizzati per il calcolo ricavate per il particolare caso in esame a partire dall'informazione sulle frazioni atomiche specificate nel modulo materiali della suite di SCALE 6.1 [14].

isotopo	Frazione massica [-]	Libreria ENDFB/VII.0 (900 k)
U234	4.760E-5	92234.72C
U235	3.967E-2	92235.72C
U238	8.418E-1	92238.72C
O16	1.185E-1	8016.72C
O17	4.787E-5	8017.72C

Tab. 6: Composizione isotopica del combustibile (UO_2 d=10.412 g/cc; e=4.5%).

isotopo	Frazione massica [-]	Libreria ENDF/BVII.0 (600 k)
B-10	1.161E-4	5010.71C
B-11	5.139E-4	5011.71C
H-1	1.118E-1	1001.71C
O-16	8.853E-1	8016.71C
O-17	2.157E-3	8017.71C

Tab. 7: Composizione isotopica del moderatore/refrigerante (H_2O d=0.723 g/cc; 630 ppm di B).

Isotopo	Frazione massica [-]	Libreria ENDF/B-VII.0 (600 k)
Zr-90	4.965E-1	40090.71C
Zr-91	1.095E-1	40091.71C
Zr-92	1.692E-1	40092.71C
Zr-94	1.752E-1	40094.71C
Zr-96	2.882E-2	40096.71C
Sn-112	1.720E-4	50112.71C
Sn-114	1.191E-4	50114.71C
Sn-115	6.190E-4	50115.71C
Sn-116	2.670E-3	50116.71C

Sn-117	1.422E-3	50117.71C
Sn-118	4.524E-3	50118.71C
Sn-119	1.618E-3	50119.71C
Sn-120	6.189E-3	50120.71C
Sn-122	8.943E-4	50122.71C
Sn-124	1.137E-3	50124.71C
Fe-54	7.234E-5	26054.71C
Fe-56	1.178E-3	26056.71C
Fe-57	2.768E-5	26057.71C
Fe-58	3.749E-6	26058.71C
Cr-50	2.371E-5	24050.71C
Cr-52	4.759E-4	24052.71C
Cr-53	5.496E-5	24053.71C
Cr-54	1.394E-5	24054.71C
Hf-174	3.041E-7	72174.71C
Hf-176	1.011E-5	72176.71C
Hf-177	3.596E-5	72177.71C
Hf-178	5.304E-5	72178.71C
Hf-179	2.663E-5	72179.71C
Hf-180	6.898E-5	72180.71C

Tab. 8: Composizione isotopica del cladding (Zircalloy-4 d=6.56 g/cm³).

I calcoli, sia con MCNPX che con ORIGEN-ARP, sono stati effettuati secondo la ripartizione in burnup cumulato riportato in Tab. 9, che fornisce, per ogni intervallo di bruciamento, i corrispettivi valori di burn-up e di tempo.

n°	Burnup Cumulato [MWd/MTU]	TIME [d]
1	0.00E+00	0.00E+0
2	9.37E+00	2.44E-01
3	1.88E+01	4.89E-01
4	7.50E+01	1.95E+00
5	1.50E+02	3.90E+00
6	5.00E+02	1.30E+01
7	1.00E+03	2.60E+01
8	2.00E+03	5.20E+01
9	3.00E+03	7.81E+01
10	4.00E+03	1.04E+02
11	6.00E+03	1.56E+02
12	8.00E+03	2.08E+02
13	1.00E+04	2.60E+02
14	1.20E+04	3.12E+02
15	1.40E+04	3.64E+02
16	1.60E+04	4.16E+02
17	1.80E+04	4.68E+02
18	2.00E+04	5.20E+02
19	2.40E+04	6.25E+02
20	2.80E+04	7.29E+02
21	3.20E+04	8.33E+02
22	3.60E+04	9.37E+02

Tab.9: Step di bruciamento.

I valori scelti per gli step di bruciamento – per una potenza specifica costante di 38.41 MWth/MTU ed un supposto burnup massimo di 36 GWd/MTU – seguono una scansione temporale modulata secondo l'evoluzione tipica della composizione isotopica del combustibile in un LWR al variare del burnup. In particolare, la variazione quantitativa della scansione temporale nel tempo è stata incrementata all'aumentare del burnup per come mostrato nella figura seguente:

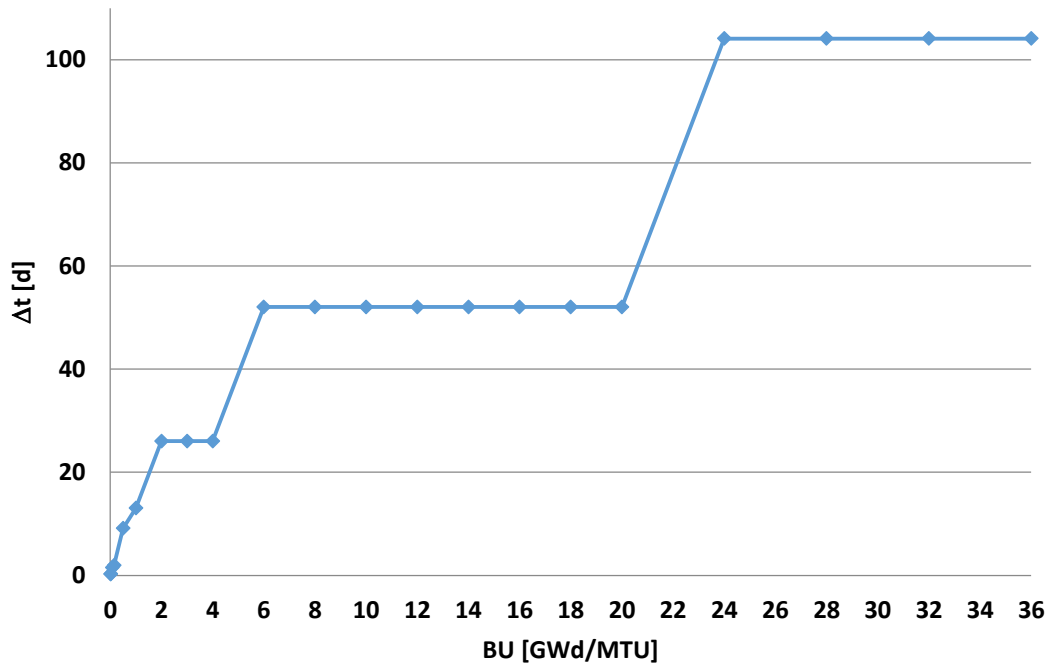


Fig. 13: Intervalli temporali al variare del burnup.

Se si escludono gli istanti iniziali (0 – 2.6 giorni) in cui la variazione della scansione temporale è tale da tener in conto l'elevato gradiente di concentrazione della composizione isotopica nel tempo, a partire da un burn-up di circa 1 GWd/MTU è stato sufficiente raddoppiare la variazione della scansione temporale nel tempo a 26, 52 e 104 giorni rispettivamente dopo 1, 3 e 8 step di bruciamento.

In Fig. 14 è riportato l'andamento del K_{inf} al variare del burnup; si nota la tipica diminuzione di circa 4000 pcm ad inizio vita dovuta all'accumulo di Xe e Sm; la diminuzione di reattività è pressoché costante all'aumentare del burnup.

In Fig. 15 sono mostrati gli andamenti del Q-valore medio sull'assembly in MeV e del Q-valore normalizzato al variare del burnup. Si noti che il Q-valore aumenta con il burnup a causa dell'indurimento dello spettro e del buildup del Pu239; inizialmente il Q-valore coincide con quello dell'U235 puro (circa 200 MeV); a fine ciclo il Q-valore è prossimo a quello del Pu239 puro (circa 210 MeV).

Nella stessa figura è mostrato l'andamento del Q-valore normalizzato definito come:

$$Q^* = \frac{\bar{Q} - Q_{235}}{Q_{239} - Q_{235}}$$

tale grandezza assume valori compresi tra 0.1 ad inizio vita e 0.55 a fine ciclo.

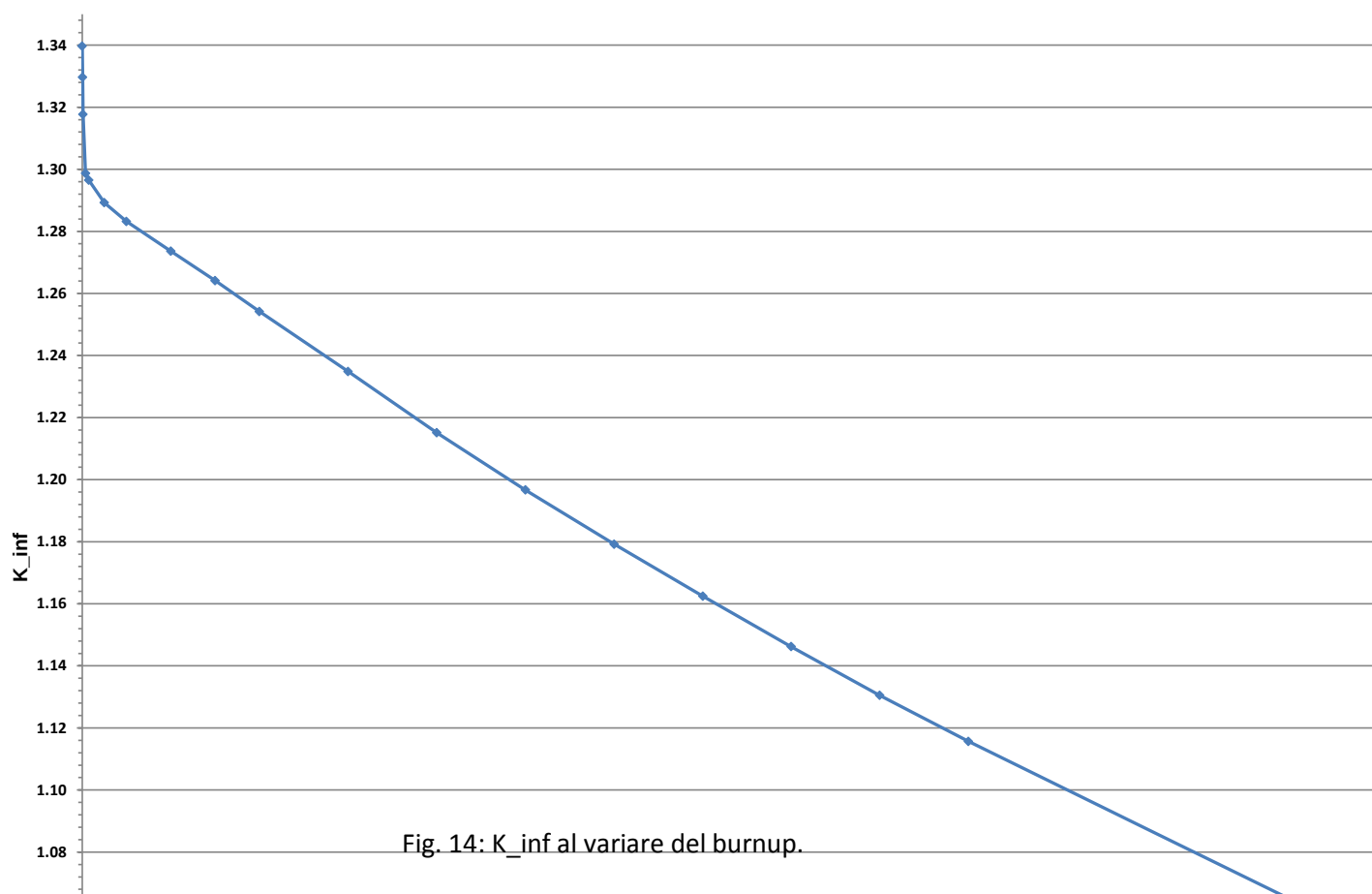


Fig. 14: K_inf al variare del burnup.

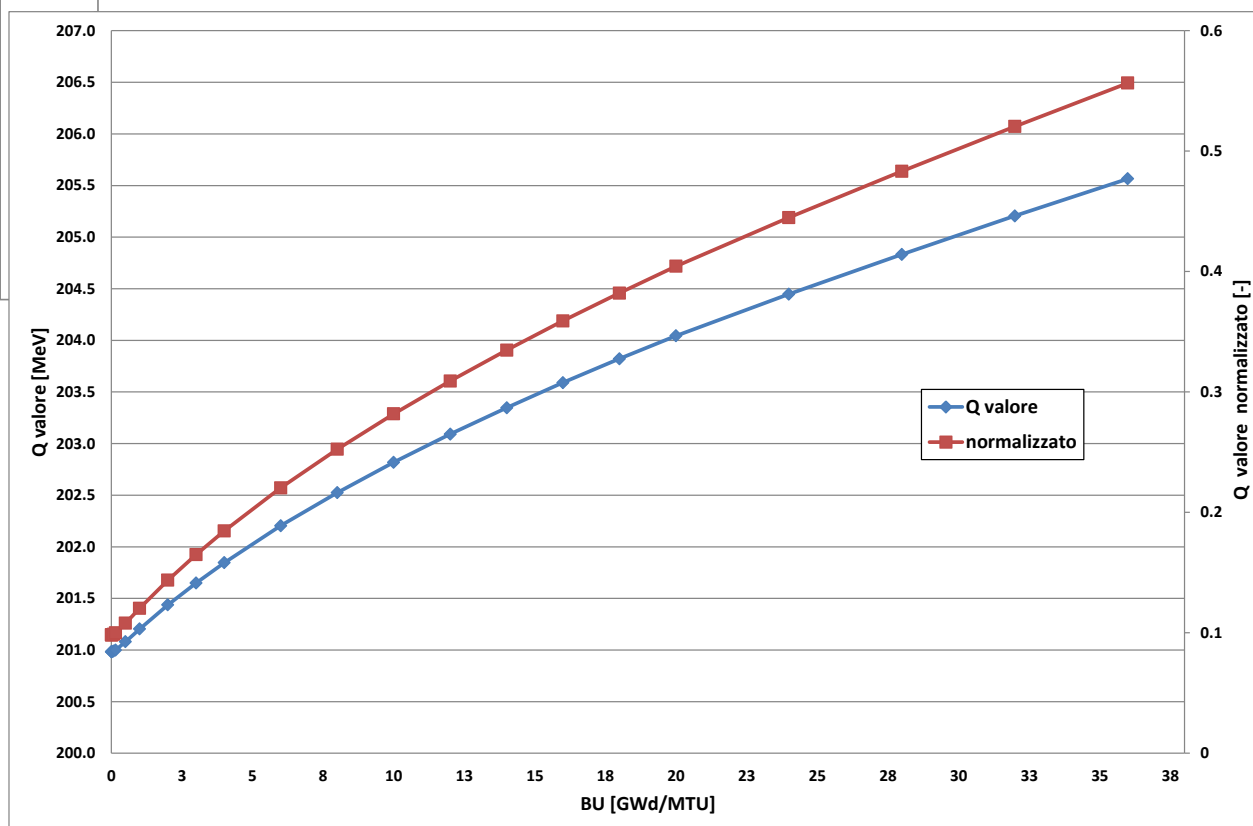


Fig. 15: Q-valore al variare del burnup.

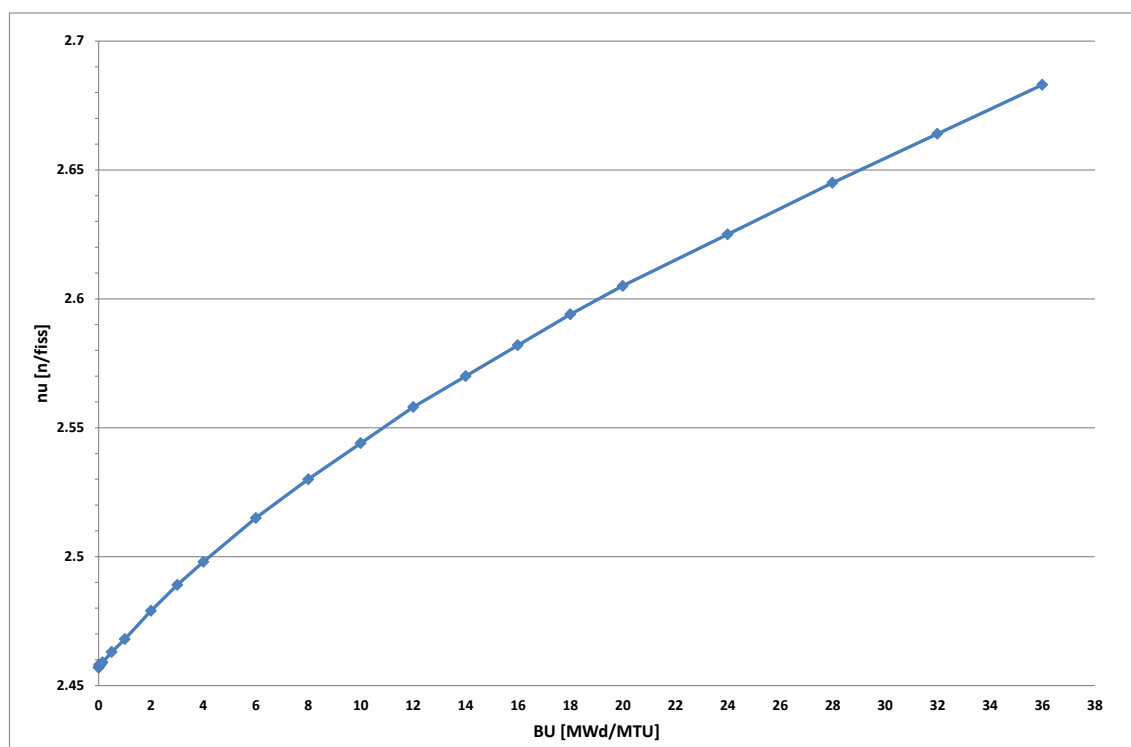


Fig. 16: Nubar al variare del burnup.

In Fig. 16 è mostrato l'andamento del nubar al variare del burnup; si noti come l'indurimento spettrale induca una crescita di nubar da 2.46 a 2.68.

In Fig. 17 sono mostrati gli andamenti al variare del burnup del flusso neutronico totale e termico nell'assembly. Come prevedibile, entrambi aumentano col burnup. Il flusso totale è calcolato con MCNPX, mentre quello termico è calcolato con Origen-Arp. Il flusso termico si mantiene all'incirca costante sino a 12 GWd/MTU grazie al buildup del Pu239; successivamente la diminuzione netta di fissile nell'assembly determina un sostanziale incremento del flusso termico.

In Fig. 18 è mostrato l'andamento col burnup dell'indice spettrale definito come rapporto tra flusso veloce e flusso termico in cui il flusso veloce è stato stimato come differenza tra il flusso totale calcolato con MCNPX ed il flusso termico calcolato con Origen-Arp. E' possibile notare come tale indice cresca all'aumentare del burnup a causa dell'indurimento dello spettro; al raggiungimento della saturazione di Pu239 si ha la stabilizzazione attorno ad un valore di plateau di tale indice.

In Figg. 19 e 20 sono mostrati i contributi alla potenza totale dell'assembly dei principali attinidi. Si nota come prevedibile che all'aumentare del burnup il Pu239 assuma un ruolo sempre maggiore sino ad eguagliare quello dell' U235 a fine ciclo.

In Figg. 21 e 22 sono mostrati i contributi frazionari dei nuclidi alla potenza totale dell'assembly (pari a circa 19.894 MW). Si osservi che a fine ciclo U235 e Pu239 contribuiscono in circa egual misura all'85% della potenza totale.

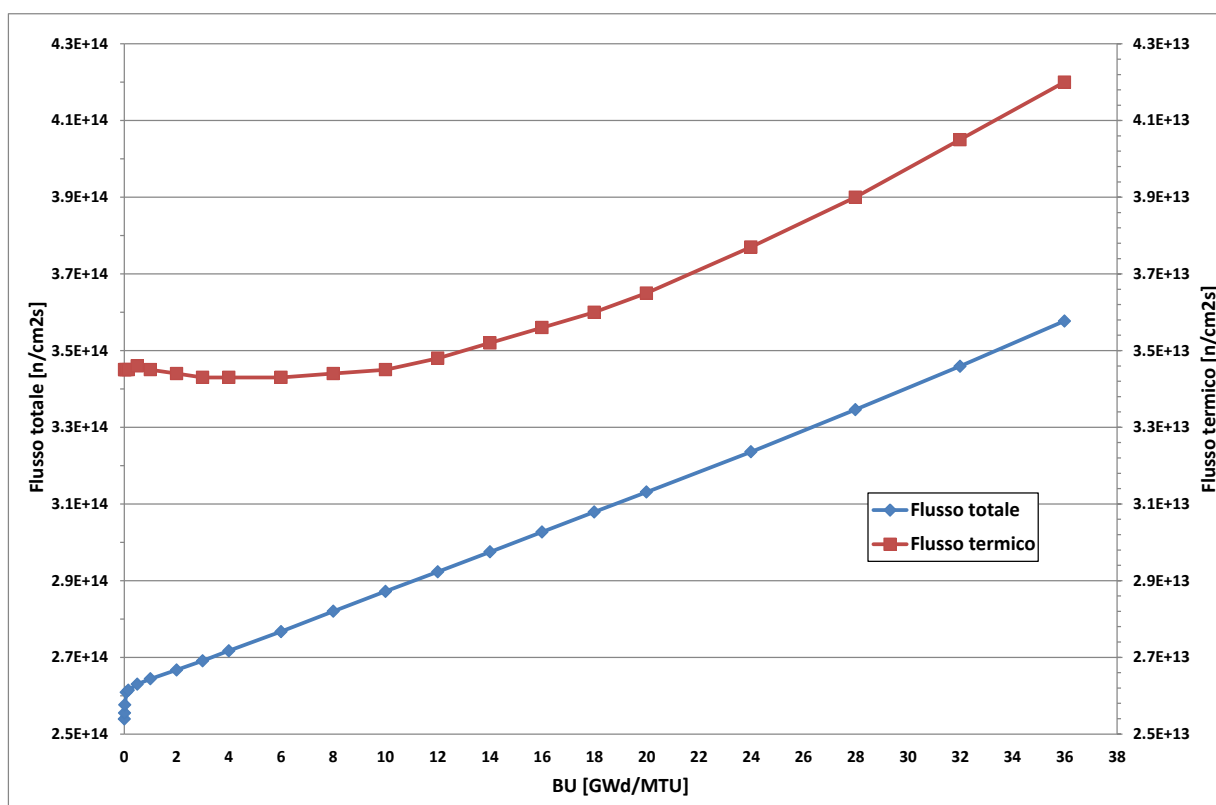


Fig. 17: Flusso totale e flusso termico al variare del burnup.

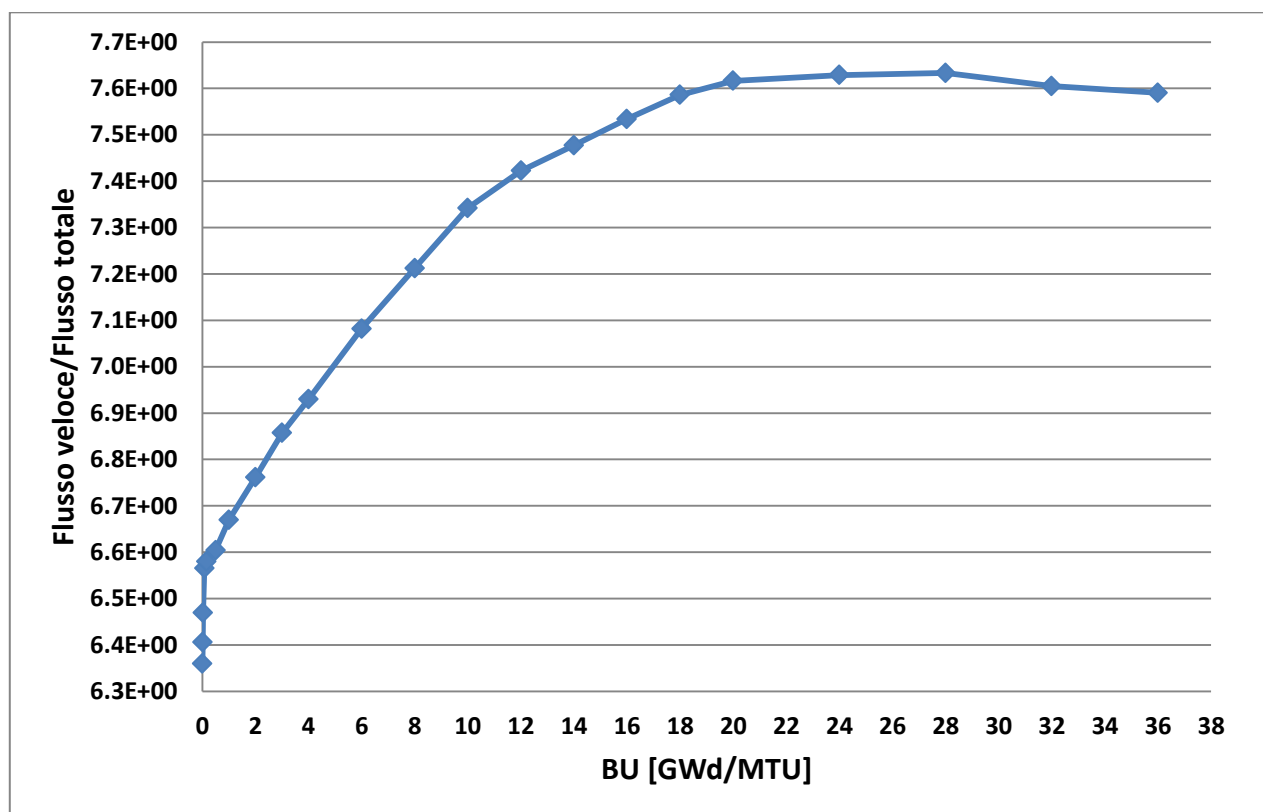


Fig. 18: Indice spettrale al variare del burnup.

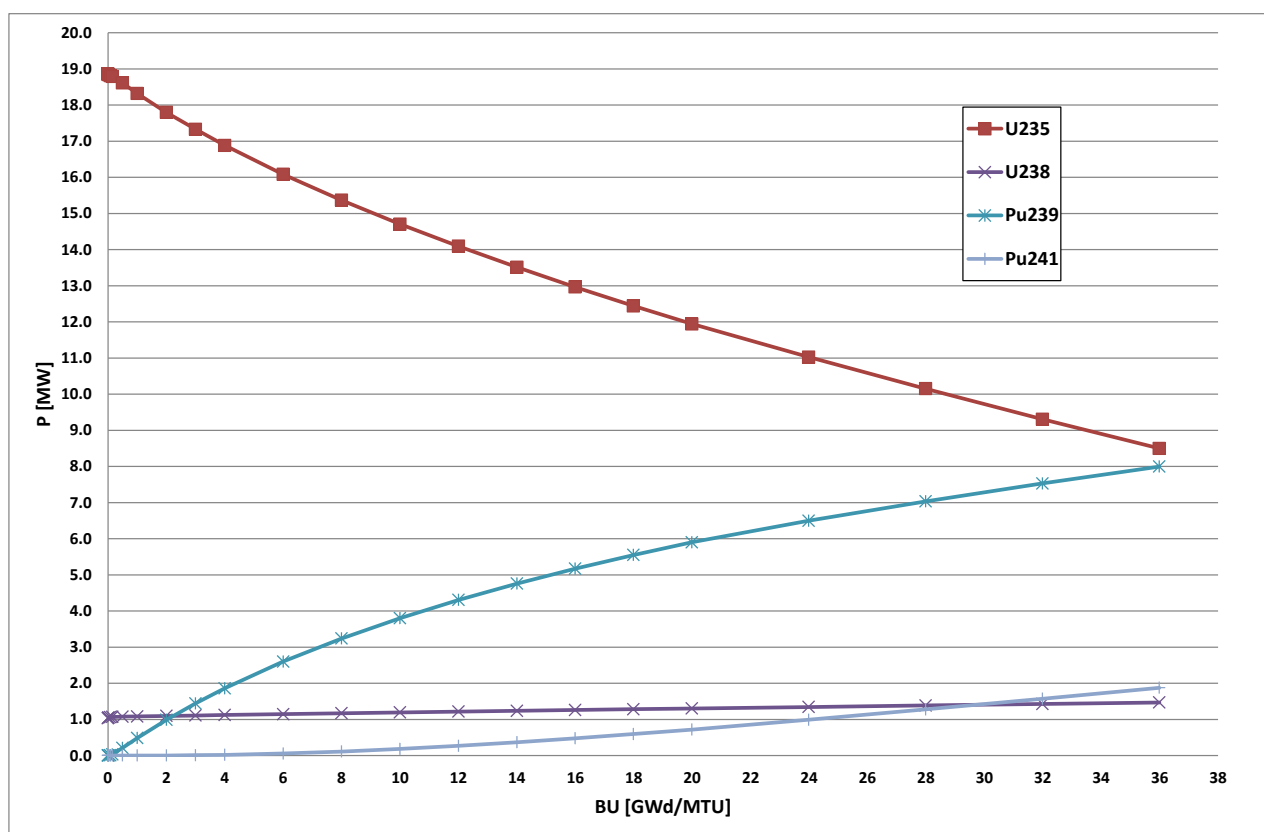


Fig. 19: Potenze prodotte dai principali attinidi al variare del burnup.

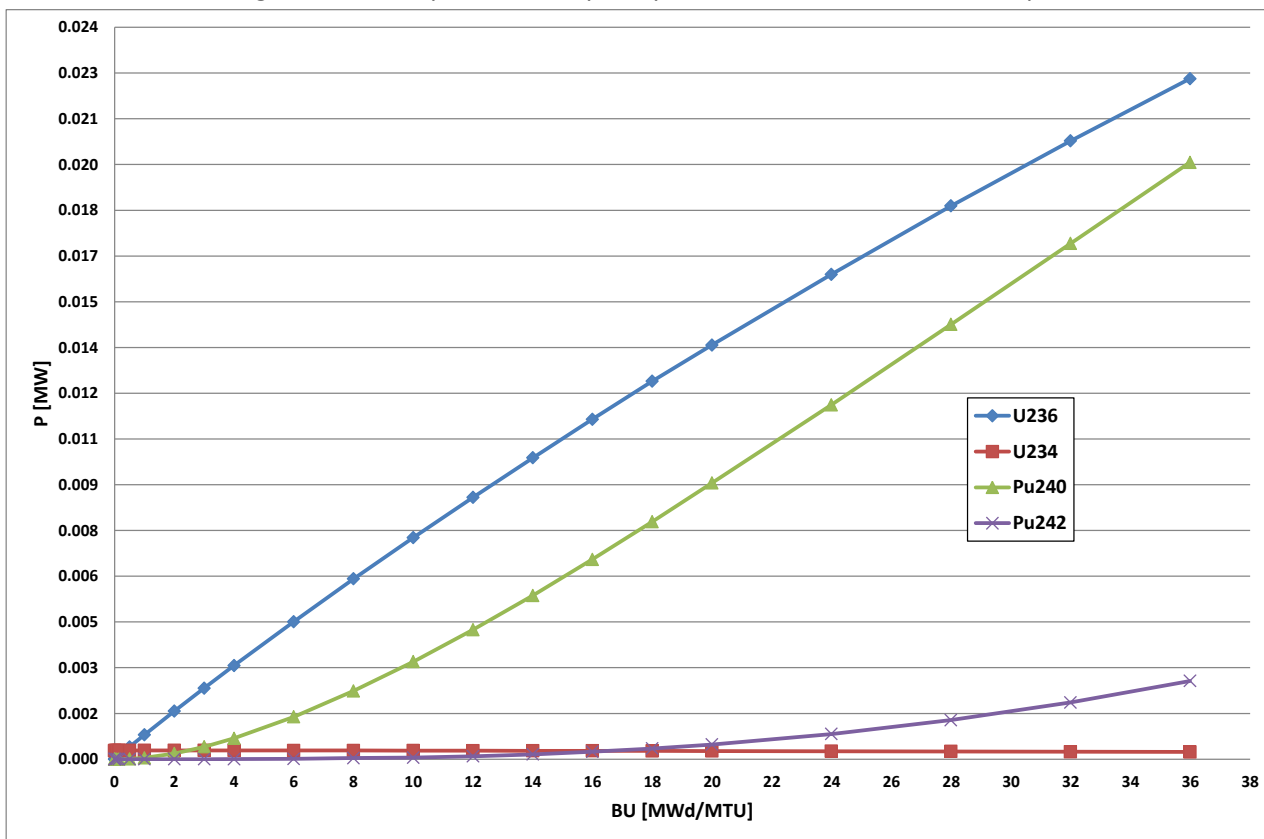


Fig. 20: Potenze prodotte dai principali attinidi al variare del burnup.

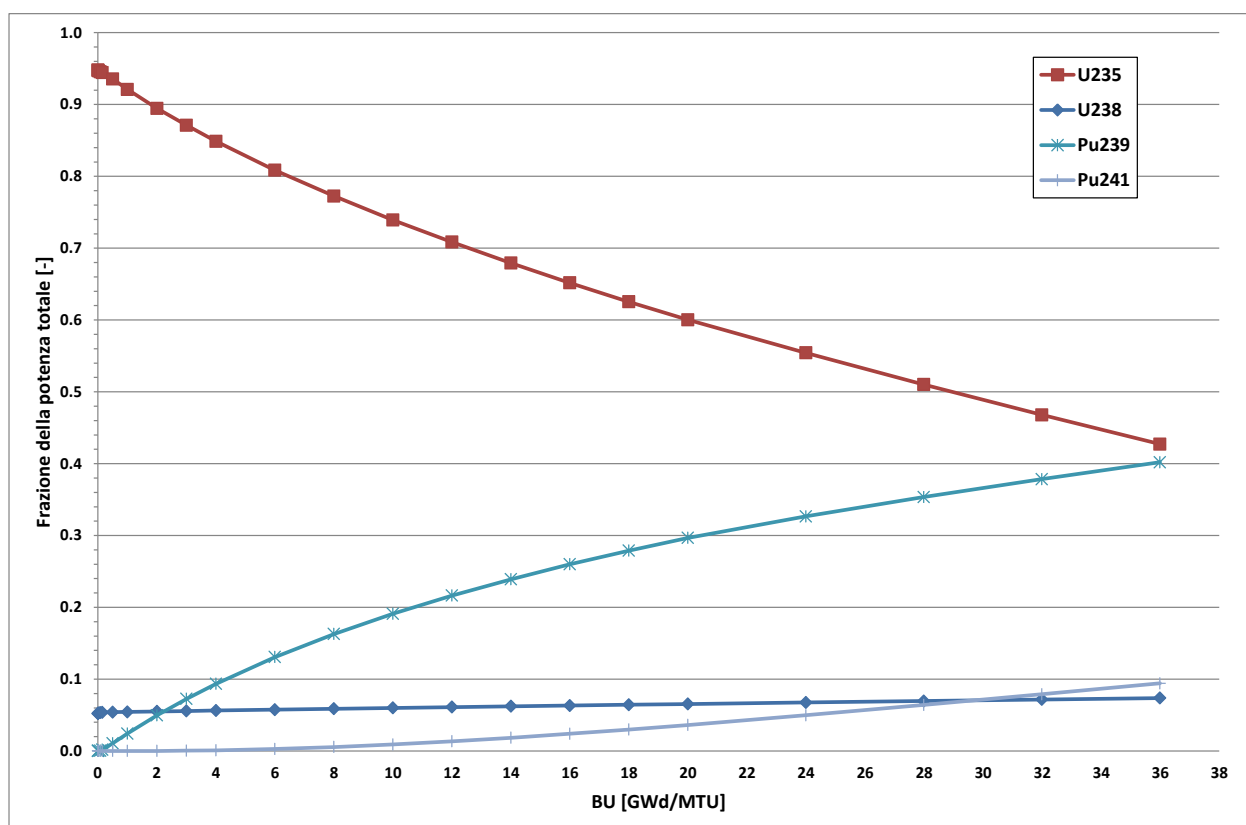


Fig. 21: Frazione della potenza totale prodotta dai principali attinidi al variare del burnup.

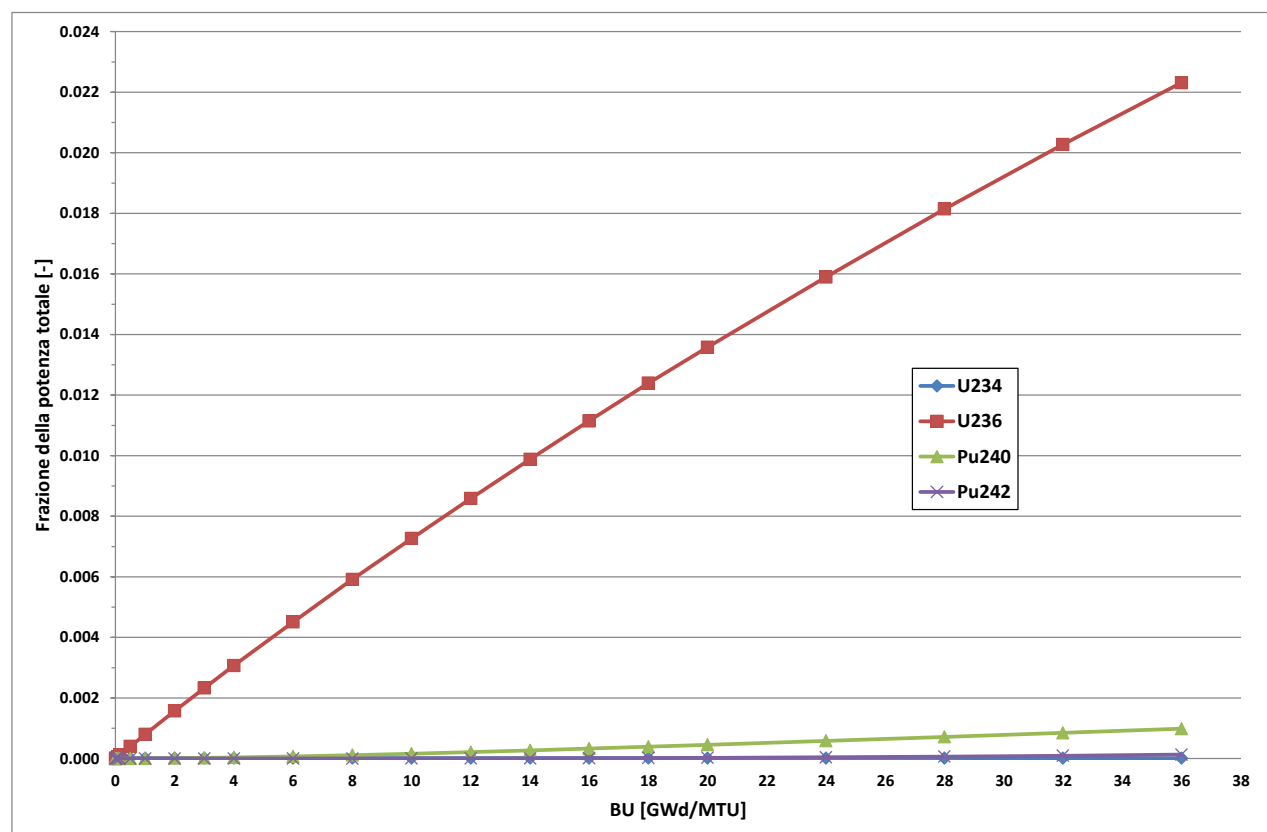
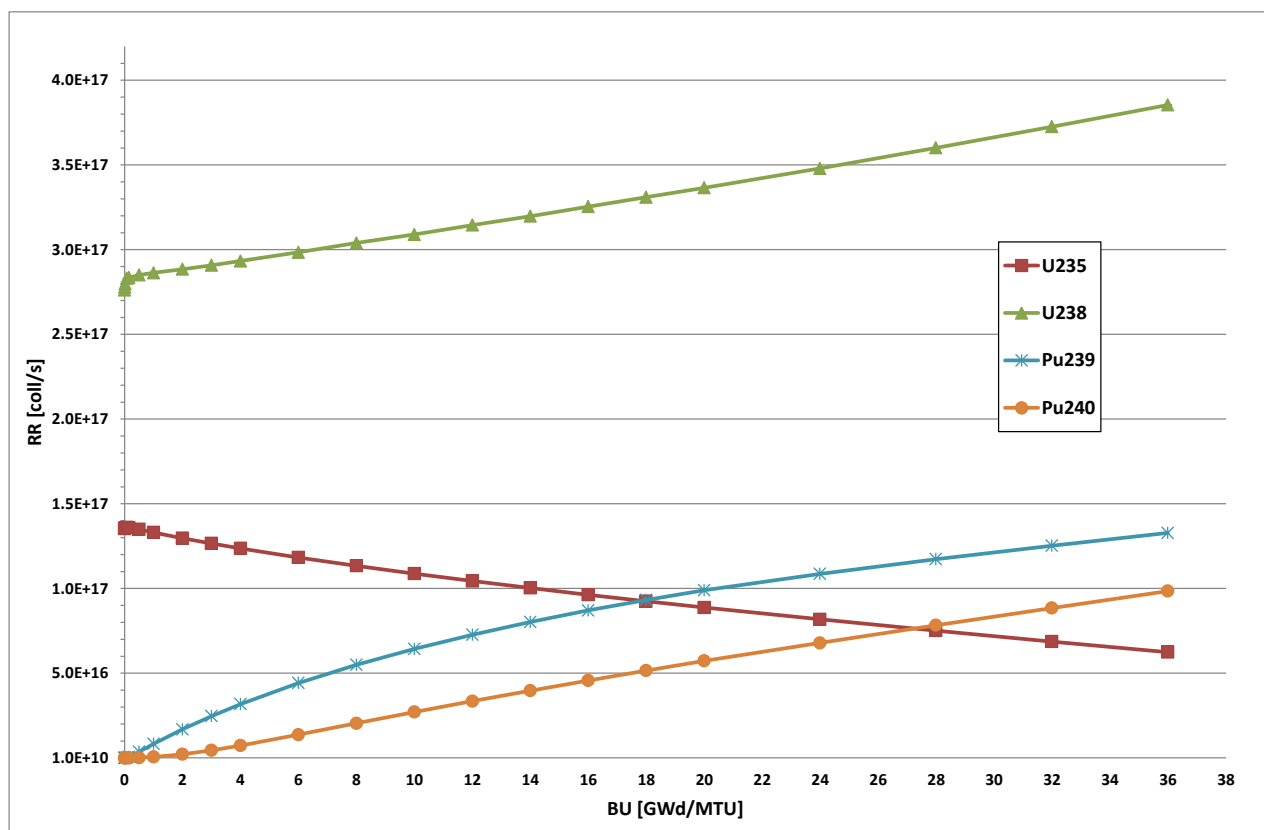


Fig. 22: Frazione della potenza totale prodotta dai principali attinidi al variare del burnup.

Nuclide	E	frazione
[-]	[MWd]	[%]
U235	11675.19	62.644
Pu239	4983.07	26.737
U238	1209.88	6.492
Pu241	733.97	3.938
Altri	13.55	0.073
U236	11.99	0.064
Pu240	8.60	0.046
Pu242	0.75	0.004
U234	0.25	0.001

Tab. 10: Energia rilasciata dagli attinidi.

In Tab. 10 viene riportata l'energia totale rilasciata dagli attinidi durante tutto il ciclo di vita dell'assembly; si noti come U235 e il Pu239 rappresentino circa l'89% dell'energia prodotta dal sistema e che il contributo del Pu239 è pari a circa il 27% del totale.


Fig. 23: RR (n, γ) di alcuni attinidi al variare del burnup.

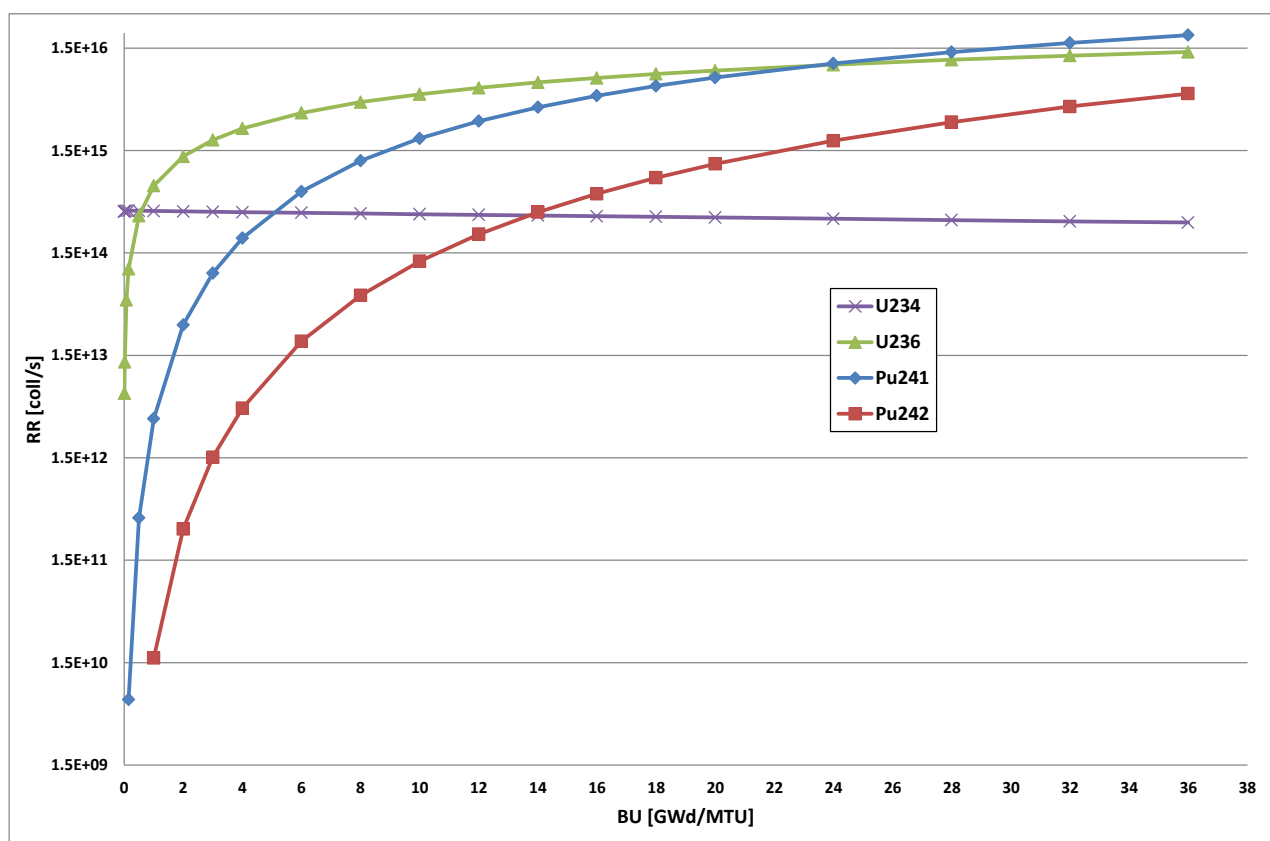


Fig. 24: RR (n,γ) di alcuni attinidi al variare del burnup.

Nelle Figg. 23 e 24 sono forniti gli andamenti delle reaction rates di cattura radiativa dei principali attinidi al variare del burnup. In particolare si noti come l'indurimento dello spettro dovuto essenzialmente al buildup del Pu239 produca un sensibile aumento della reaction rate di cattura dell'U238 nonostante la concentrazione di tale isotopo diminuisca leggermente. Nelle Figg. 25 e 26 sono rappresentati gli andamenti delle reaction rates di fissione dei principali attinidi al variare del burnup. In Fig. 27 è mostrato un confronto tra le RR di fissione di U235 e Pu239 calcolate con MCNPX e Origen-Arp; si può osservare un ottimo accordo tra i due codici. In Fig. 28 sono riportati i profili massici dei vari attinidi al variare del burnup. In Fig. 29 vengono forniti i confronti tra i profili massici di U235 e Pu239 calcolati con MCNPX e Origen-Arp; l'accordo tra i due codici risulta essere ottimo per l'U235 e buono per il Pu239. In Tab. 11 sono messe a confronto le masse degli attinidi calcolate con MCNPX e Origen-Arp a fine ciclo; i principali nuclidi fissili mostrano un buon accordo tra i due codici con la sola eccezione del Pu239 che presenta una variazione relativa di circa il 7%; le variazioni mostrate in tabella sono definite come:

$$Var = \frac{m_{ORIGEN} - m_{MCNPX}}{m_{MCNPX}}$$

con:

m_{Origen} = massa dei nuclidi calcolati con ORIGEN

m_{MCNPX} = massa dei nuclidi calcolati con MCNPX

In Tab. 12 viene presentato il confronto tra i nuclidi utilizzati da Rascal 3.0 calcolati con MCNPX e Origen-Arp; i nuclidi etichettati con 'no' non vengono calcolati da MCNPX in quanto assenti in tutti i tier; i nuclidi etichettati con '*', pur presenti nel tier 3, sono stati esclusi dal LANL nell'implementazione delle equazioni di Bateman in quanto non forniti di sezioni d'urto nella libreria ENDF/B-VII.0. In generale si nota comunque un discreto accordo.

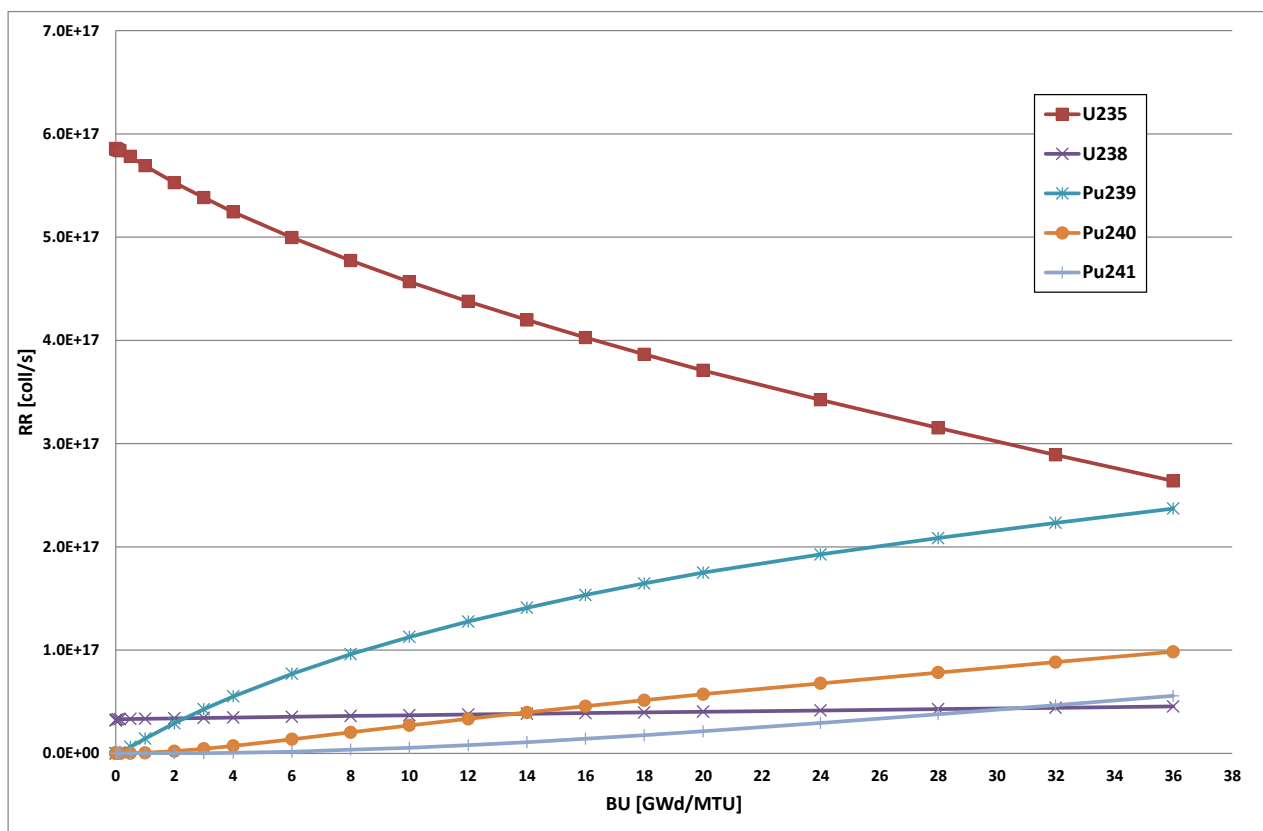


Fig. 25: RR (n,f) di alcuni attinidi al variare del burnup.

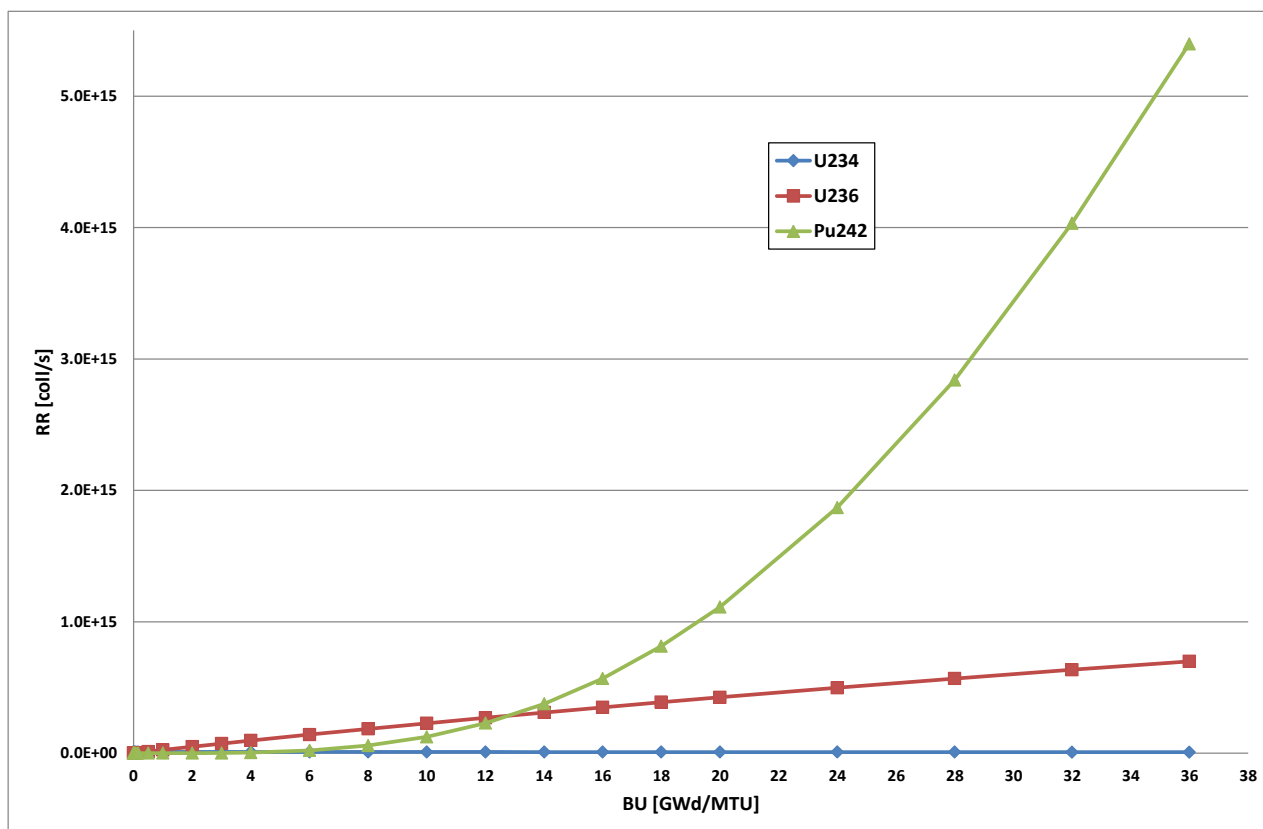


Fig. 26: RR (n,f) di alcuni attinidi al variare del burnup.

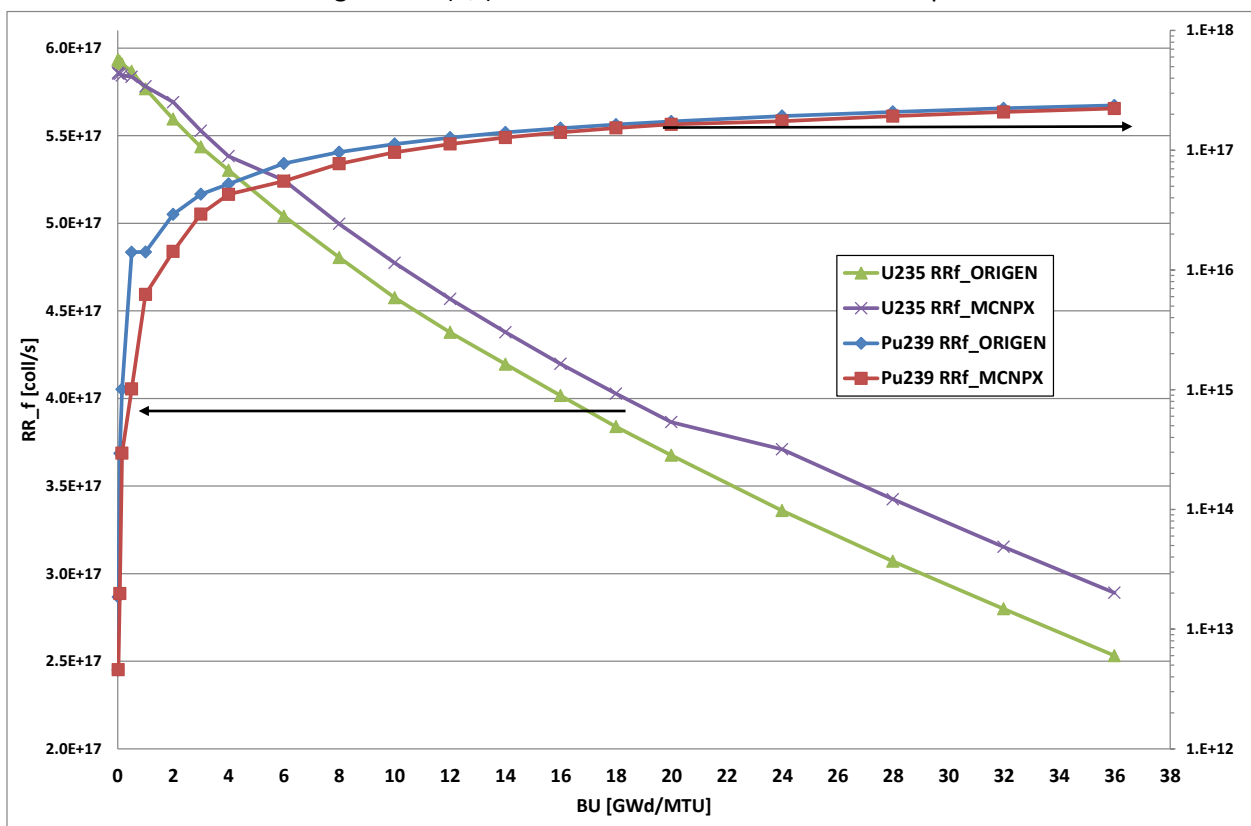


Fig. 27: Confronto tra le RR (n,f) di U235 e Pu239 con Origen-Arp e MCNPX al variare del burnup.

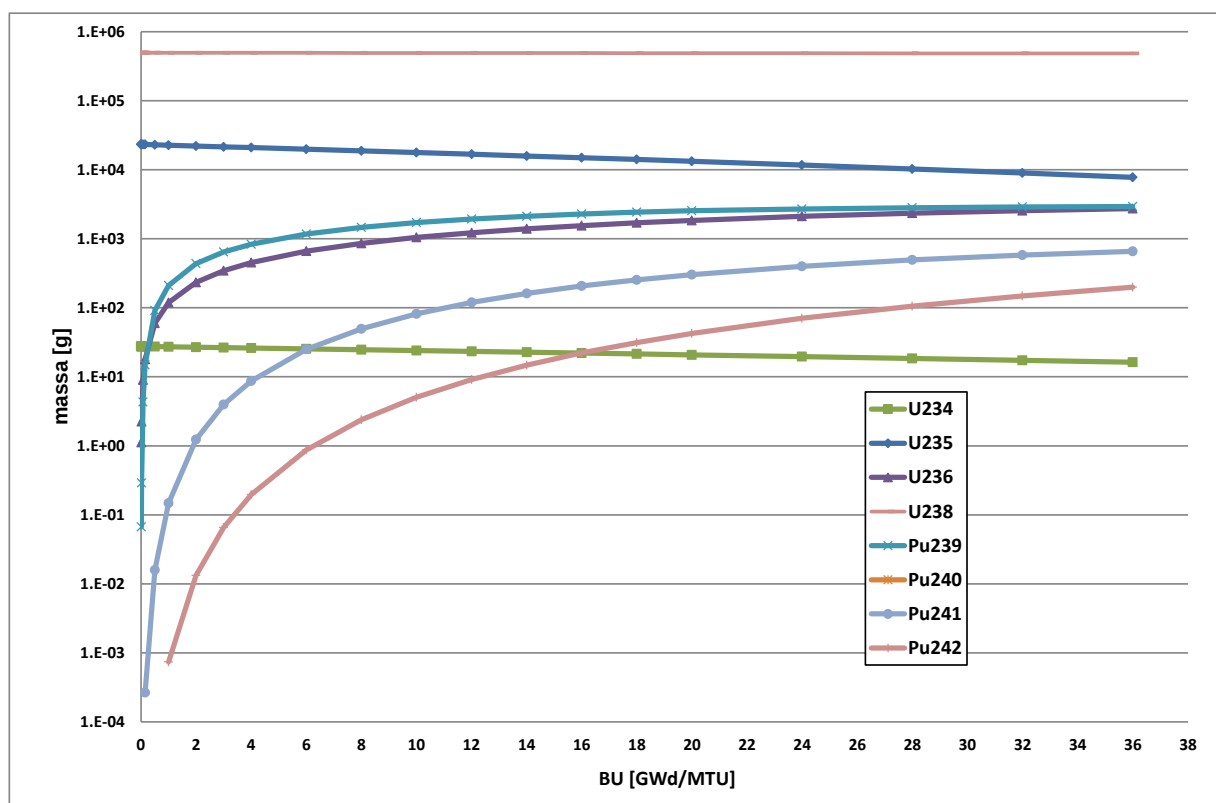


Fig. 28: Massa degli attinidi al variare del burnup.

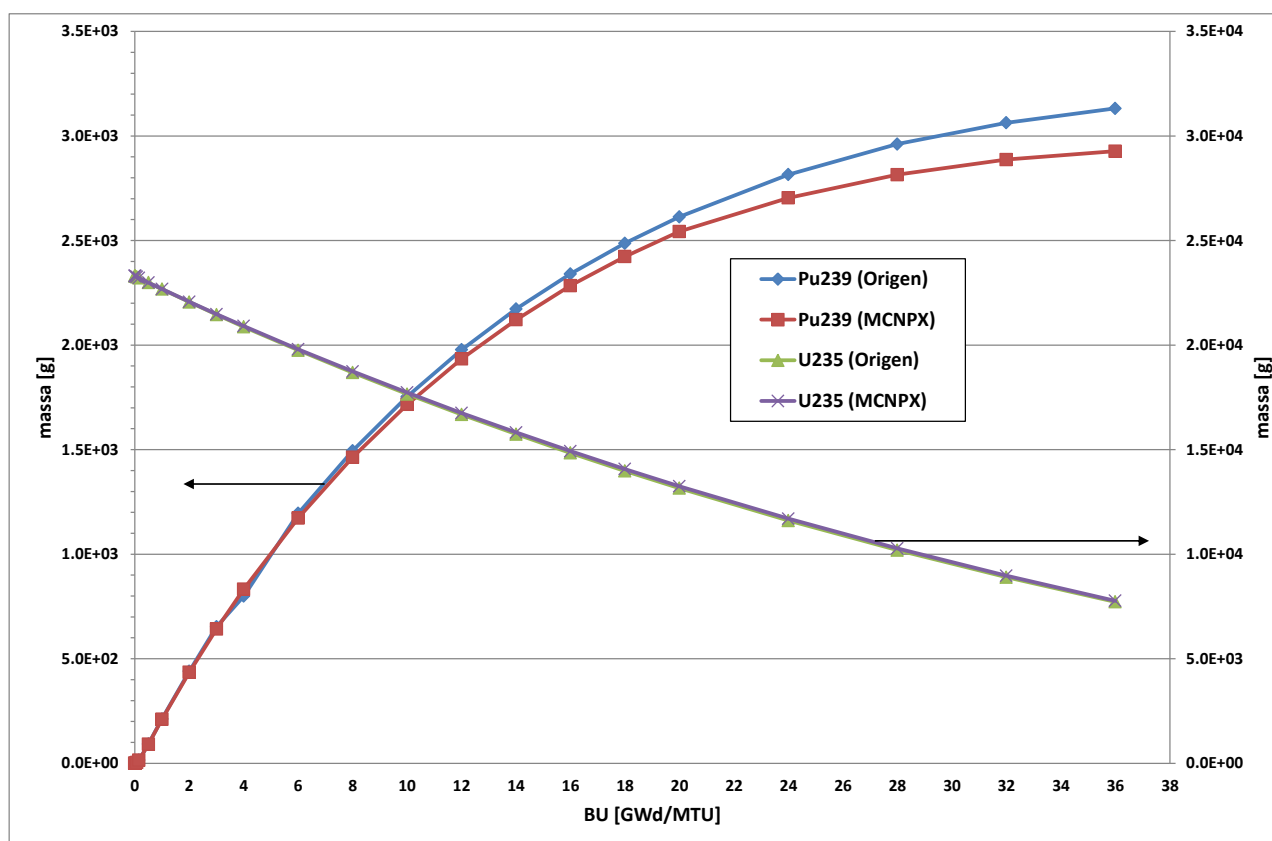


Fig. 29: Confronto tra le masse di U235 e Pu239 con Origen-Arp e MCNPX al variare del burnup.

Nuclide	Origen-Arp	MCNPX	Var
[-]	[g]	[g]	[%]
Np236	1.144E-04	9.683E-04	-88.18
Np237	2.478E+02	2.296E+02	7.92
Np238	7.308E-01	6.591E-01	10.88
Np239	4.503E+01	4.400E+01	2.33
Pu237	1.577E-04	1.870E-04	-15.69
Pu238	7.313E+01	6.696E+01	9.22
Pu239	3.132E+03	2.927E+03	6.99
Pu240	1.119E+03	1.129E+03	-0.91
Pu241	6.780E+02	6.592E+02	2.85
Pu242	2.082E+02	1.989E+02	4.66
Th232	1.163E-04	1.868E-04	-37.75
U233	5.470E-04	8.889E-04	-38.47
U234	1.783E+01	1.626E+01	9.67
U235	7.723E+03	7.772E+03	-0.63
U236	2.728E+03	2.734E+03	-0.22
U237	5.822E+00	5.256E+00	10.76
U238	4.825E+05	4.826E+05	-0.03
U239	3.131E-01	3.052E-01	2.59

Tab. 11: Confronto tra le masse degli attinidi calcolate da Origen-Arp e da MCNPX a fine ciclo.

Nuclide	Origen-Arp	MCNPX	Var
[-]	[g]	[g]	[%]
Ba-140	1.292E+01	1.221E+01	5.84
Ce-144	2.236E+02	2.122E+02	5.37
Cs-134	5.982E+01	6.533E+01	-8.43
Cs-136	3.961E-01	3.305E-01	19.84
Cs-137	6.915E+02	6.727E+02	2.79
I-131	4.359E+00	4.190E+00	4.02
I-132	7.629E-02	*	
I-133	9.722E-01	*	
I-134	4.661E-02	*	
I-135	2.987E-01	2.762E-01	8.15
Kr-85	1.515E+01	1.385E+01	9.39
Kr85m	1.696E-02	no	
Kr-87	9.732E-03	no	
Kr-88	6.884E-04	no	
La-140	1.746E+00	1.653E+00	5.63
Mo-99	2.097E+00	1.789E+00	17.23
Np-239	4.504E+01	4.432E+01	1.62
Ru-103	2.598E+01	2.235E+01	16.22
Ru-106	8.215E+01	7.181E+01	14.40
Sb-127	1.825E-01	no	
Sb-129	2.760E-02	no	
Sr-89	1.762E+01	1.740E+01	1.24
Sr-90	3.256E+02	3.201E+02	1.71
Sr-91	1.795E-01	no	
Te-129m	9.007E-01	no	
Te-131m	1.305E-01	no	
Te-132	2.527E+00	2.424E+00	4.23
Xe-131m	8.448E-02	no	
Xe-133	5.915E+00	5.682E+00	4.10
Xe-133m	7.661E-02	no	
Xe-135	1.218E-01	1.126E-01	8.14
Xe-138	9.738E-03	no	
Y-91	2.732E+01	2.668E+01	2.39

Tab. 12: Confronto tra le masse dei nuclidi di Rascal 3.0 calcolate da Origen-Arp e da MCNPX a fine ciclo.

In conclusione si evidenzia come il codice MCNPX presenti due gravi handicap rispetto ad Origen-Arp:

1. i tempi di calcolo sono spropositatamente grandi, risultando in circa 7 giorni su un calcolatore con 8 processori doppi, se paragonati ai pochi minuti richiesti da Origen-Arp a parità d'accuratezza nel risultato finale;
2. risultano non calcolabili 11 dei 33 radionuclidi richiesti da Rascal 3.0.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione ADPFISS – LP1 – 007	Rev. 0	Distrib. L	Pag. 30	di 45
--	--	------------------	----------------------	-------------------	-----------------

VII. Descrizione del Database

La realizzazione di un database degli inventari di nocciolo per le centrali nucleari distanti dal confine nazionale meno di 200 km, ha comportato una fase preliminare di reperimento delle informazioni di carattere tecnico necessarie per avviare la procedura di calcolo secondo la metodologia ampiamente illustrata nella precedente annualità dell'AdP ENEA-MSE [2]. In particolare, per ogni centrale, si sono reperiati e sistemati in database i parametri d'impianto secondo lo schema riportato in Tab. 13.

PARAMETRI		VALORE	NOTE
DATA AGGIORNAMENTO DATABASE			
OPERATORE			
CODICE			
COORDINATE GEOGRAFICHE 1			
COORDINATE GEOGRAFICHE 2			
DISTANZA APPROSS. CONFINE [Km]			
TIPO			
MODELLO			
ESERCENTE			
NSSS			
INIZIO COSTRUZIONE			
CONNESSIONE RETE			
INIZIO OPERAZIONI COMMERCIALI			
EAF (2003-2012)			
UCF (2001-2010)			
APPLICAZIONI NON ELETTRICHE			
POTENZA TERMICA [MWth]			
POTENZA ELETTRICA LORDA [MWe]			
POTENZA ELETTRICA NETTA [MWe]			
BU MEDIO ALLO SCARICO [GWd/MTU]			
NUMERO DI FUEL ASSEMBLY			
TIPO DI FUEL ASSEMBLY			
ARRICCHIMENTO MEDIO [%]			
MTU PER ASSEMBLY [MTU]			
MTU PER NOCCIOLO [MTU]			
PORZIONE DEL NOCCIOLO RICARICATA [%]			
NUMERO DI BATCH			
BU MEDIO DI NOCCIOLO EQ. [GWd/MTU]			
DENSITA' POTENZA MEDIA FUEL [MW/MTU]			
LUNGHEZZA CICLO [MONTHS]			
FATTORE DI DISPONIBILITA' PROGRAMMATA [%]			
ALTEZZA ATTIVA NOCCIOLO [m]			
DIAMETRO ATTIVO NOCCIOLO [m]			
LIBRERIE PER CICLO			
RAGGIO DELLE ZONE D'EMERGENZA PIANIFICATE R1: sheltering, R2: iodine tablets, R3: evacuation [km]	R1		
	R2		

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP1 – 007	0	L	31	45

	R3		
LUNGHEZZA DELLE ASPERITA' 1: terreno regolare 2: foreste, aree urbane			
DIMENSIONI DELL'IMPIANTO [m]	diametro medio		
	altezza media		
ALTEZZA DEL CAMINO DA SUOLO [m]			

Tab.13: Dati di impianto.

I campi riportati in Tab. 13 hanno il seguente significato:

- DATA AGGIORNAMENTO DATABASE: riporta la data in cui è stato aggiornato il database delle centrali;
- OPERATORE: riporta le informazioni – in termini di nome e cognome - di chi ha redatto il database;
- CODICE: è il codice identificativo della centrale nucleare caratterizzato da una coppia di lettere – identificativa della nazione di localizzazione della centrale – seguita da una coppia di numeri che caratterizza una centrale specifica all'interno di una determinata nazione (ad es. FR-11);
- COORDINATE GEOGRAFICHE 1: sono le coordinate geografiche della centrale espresse in gradi decimali (DD);
- COORDINATE GEOGRAFICHE 2: sono le coordinate geografiche della centrale espresse in gradi, minuti e secondi (DMS);
- DISTANZA APPROSSIMATA CONFINE: è la distanza approssimativa in linea d'aria della centrale dai confini nazionali;
- TIPO: è il parametro che identifica la tipologia di reattore installato (PWR o BWR);
- MODELLO: è il parametro che identifica la versione del tipo di reattore installato (ad es. per i PWR francesi esistono le tipologie CP0, CP1, CP2 e P4);
- ESERCENTE: è il soggetto che esercisce la centrale nucleare garantendone la sicurezza ed il corretto funzionamento;
- NSSS: indica il soggetto fornitore del sistema di generazione del vapore (Nuclear Steam Supply System);
- INIZIO COSTRUZIONE: Indica la data di inizio delle operazioni di costruzione della centrale;
- CONNESSIONE RETE: indica la data di connessione della centrale alla rete elettrica nazionale;
- INIZIO OPERAZIONI COMMERCIALI: indica la data di inizio della fornitura di energia elettrica alla rete nazionale;
- EAF (2003-2012): è il parametro che indica il fattore di disponibilità energetica netto nominale medio della centrale nell'arco temporale 2003-12 a meno di shutdown programmati o riduzioni di carico volontarie o a causa di vincoli che vadano al di là del controllo di gestione dell'impianto;
- UCF (2003-2012): è il parametro che indica il fattore di disponibilità energetico netto medio dell'unità nel periodo 2003-2012 a meno di perdite energetiche programmate e non programmate;
- APPLICAZIONI NON ELETTRICHE: indica se la centrale è utilizzata anche per altri scopi che vanno al di là della produzione di energia elettrica (ad es. teleriscaldamento, ricerca, ecc.);
- POTENZA TERMICA: indica la potenza termica espressa dalla centrale in condizioni di esercizio nominale;

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione ADPFISS – LP1 – 007	Rev. 0	Distrib. L	Pag. 32	di 45
--	--	------------------	----------------------	-------------------	-----------------

- POTENZA ELETTRICA LORDA: indica la potenza elettrica espressa dalla centrale in uscita dall’alternatore;
- POTENZA ELETTRICA NETTA: indica la potenza elettrica espressa dalla centrale in entrata alla rete elettrica nazionale;
- BU MEDIO ALLO SCARICO: indica il burnup medio raggiunto dal combustibile nucleare allo scarico dal nocciolo;
- NUMERO DI FUEL ASSEMBLY: indica il numero di fuel assembly presenti all’interno del nocciolo;
- ARRICCHIMENTO MEDIO: è il parametro che indica l’arricchimento medio iniziale del nocciolo ottenuto a partire da dati d’impianto o da correlazioni sperimentali;
- MTU PER ASSEMBLY: indica le tonnellate metriche di uranio presenti in un singolo assembly;
- MTU PER NOCCIOLO: indica le tonnellate metriche di uranio presenti nel nocciolo;
- PORZIONE DEL NOCCIOLO RICARICATA: indica la porzione del nocciolo che viene sostituita alla fine di un ciclo d’irraggiamento;
- NUMERO DI BATCH: indica il numero di suddivisioni del nocciolo;
- BU MEDIO NOCCIOLO DI EQUILIBRIO: indica il burn-up medio raggiunto dal combustibile nel ciclo di equilibrio al punto di MOC (Middle of Cycle);
- DENSITA’ POTENZA MEDIA FUEL: indica la densità media di potenza raggiunta dal fuel;
- LUNGHEZZA CICLO: indica la lunghezza di un ciclo d’irraggiamento del combustibile;
- FATTORE DI DISPONIBILITA’ PROGRAMMATA: indica la disponibilità annua dell’impianto a meno di arresti programmati;
- ALTEZZA ATTIVA NOCCIOLO: indica l’altezza della zona attiva del nocciolo;
- DIAMETRO ATTIVO NOCCIOLO: indica il diametro della zona attiva del nocciolo;
- LIBRERIE PER CICLO: indica il numero di aggiornamenti delle librerie di sezioni d’urto parametro-dipendenti nel calcolo dell’inventario di nocciolo;
- RAGGIO DELLE ZONE D’EMERGENZA PIANIFICATE: indica il raggio delle zone intorno alla centrale per le quali è necessario: rimanere al chiuso (R1), assumere pastiglie di iodio (R2), evacuare la zona (R3);
- LUNGHEZZA DELLE ASPERITA’: è un parametro che indica la morfologia del terreno attorno alla centrale;
- DIMENSIONI DELL’IMPIANTO: indica le dimensioni medie, in termini di raggio e diametro, dell’impianto nucleare;
- ALTEZZA DEL CAMINO DAL SUOLO: indica l’altezza del camino di emissione degli scarichi gassosi controllati dalla centrale nucleare;

In ultimo, la colonna delle note rappresenta la fonte di riferimento per le grandezze precedentemente descritte.

Le fonti utilizzate per la realizzazione dei database sulle centrali frontaliere sono, nello specifico, le seguenti. Per quanto riguarda la maggior parte dei dati d’impianto, si è fatto riferimento alle informazioni non pubbliche presenti nella sezione statistica del sistema d’informazione sui reattori di potenza della IAEA [15]; per quanto riguarda i parametri necessari per eventuali successivi calcoli di trasporto e dispersione dei radionuclidi in atmosfera, si è fatto ricorso alle informazioni utilizzate in input dal codice RODOS [16]; infine la determinazione della distanza geografica minima di ogni singola centrale dai confini nazionali è stata effettuata direttamente su Internet previa determinazione delle coordinate geografiche di ogni singola centrale.

Il database d’inventario calcolato per ogni impianto frontaliere, comprende tutti i nuclidi ottenuti dall’unione dell’inventario presente in Rascal 3.0.5 e dell’inventario presente in Rodos per il solo contributo

dei nuclidi ‘near range’ e ‘far range’. La Tabella 11 fornisce l’elenco dettagliato dei nuclidi presenti in Rascal 3.05, in Rascal 4.0, e dei nuclidi ‘near range’ e ‘far range’ di Rodos.

Rodos	Rascal 3.0.5	Rascal 4.0
-	-	Ba-139
Ba-140	Ba-140	Ba-140
-	-	Ce-141
-	-	Ce-143
-	Ce-144	Ce-144
Cm-242	-	Cm-242
Cm-244	-	-
Cs-134	Cs-134	Cs-134
Cs-136	Cs-136	Cs-136
Cs-137	Cs-137	Cs-137
I-131	I-131	I-131
I-132	I-132	I-132
I-133	I-133	I-133
I-134	I-134	I-134
I-135	I-135	I-135
-	-	Kr-83m
Kr-85	K-85	Kr-85
Kr-85m	K-85m	Kr85m
-	Kr-87	Kr-87
Kr-88	Kr-88	Kr-88
-	La-140	La-140
-	-	La-141
-	-	La-142
-	Mo-99	Mo-99
-	-	Nb-95
-	-	Nd-147
-	Np-239	Np-239
-	-	Pr-143
Pu-238	-	-
Pu-241	-	Pu-241
-	-	Rb-86
Rb-88	-	-
-	-	Rh-105
Ru-103	Ru-103	Ru-103
-	-	Ru-105
Ru-106	Ru-106	Ru-106
	Sb-127	Sb-127
	Sb-129	Sb-129
Sr-89	Sr-89	Sr-89
Sr-90	Sr-90	Sr-90
-	Sr-91	Sr-91

-	-	Sr-92
-	-	Tc-99m
-	-	Te-127
-	-	Te-127m
-	-	Te-129
-	Te-129m	Te-129m
Te-131m	Te-131m	Te-131m
Te-132	Te-132	Te-132
-	Xe-131m	Xe-131m
Xe-133	Xe-133	Xe-133
-	Xe-133m	Xe-133m
Xe-135	Xe-135	Xe-135
-	-	Xe-135m
-	Xe-138	Xe-138
-	-	Y-90
-	Y-91	Y-91
-	-	Y-92
-	-	Y-93
Zr-95	-	Zr-95
Zr-97	-	Zr-97

Tab.14: Elenco nuclidi presenti nei codici Rascal 3.0.5, Rascal 4.0 e Rodos

Nello specifico, i calcoli riportati nel database comprendono:

- il calcolo dell'inventario di nocciolo al punto di MOC del ciclo di equilibrio;
- il calcolo dell'inventario di nocciolo durante la fase di decadimento per un intervallo temporale di 24 ore a partire dall'istante di scram al punto di MOC del ciclo di equilibrio secondo la seguente scansione temporale:

[h]	[h]	[h]	[h]	[h]	[h]	[h]	[h]	[h]	[h]
0.5	1	1.5	2	3	5	7	10	12	24

Tab. 15: Scansione temporale fase di decadimento.

- il calcolo della potenza di decadimento a partire dall'istante di scram secondo la seguente scansione temporale:

[h]	[h]	[h]	[h]	[h]	[h]	[h]	[h]	[h]	[h]
2.78E-05	1.39E-04	2.78E-04	1.39E-03	2.78E-03	8.33E-03	1.67E-02	1.67E-01	3.33E-01	5.00E-01
1.00E+00	1.50E+00	2.00E+00	2.50E+00	3.00E+00	4.00E+00	6.00E+00	1.20E+01	1.80E+01	2.40E+01
3.00E+01	3.60E+01	4.80E+01	7.20E+01	1.20E+01	2.40E+01	3.60E+01	4.80E+01	7.20E+01	

Tab. 16: Scansione temporale potenza di decadimento.

A scopo riassuntivo, nelle figure seguenti si riportano i diagrammi a barre rappresentativi – per determinati parametri fisici – delle classi di frequenza in cui vengono a raggrupparsi le centrali frontaliere.

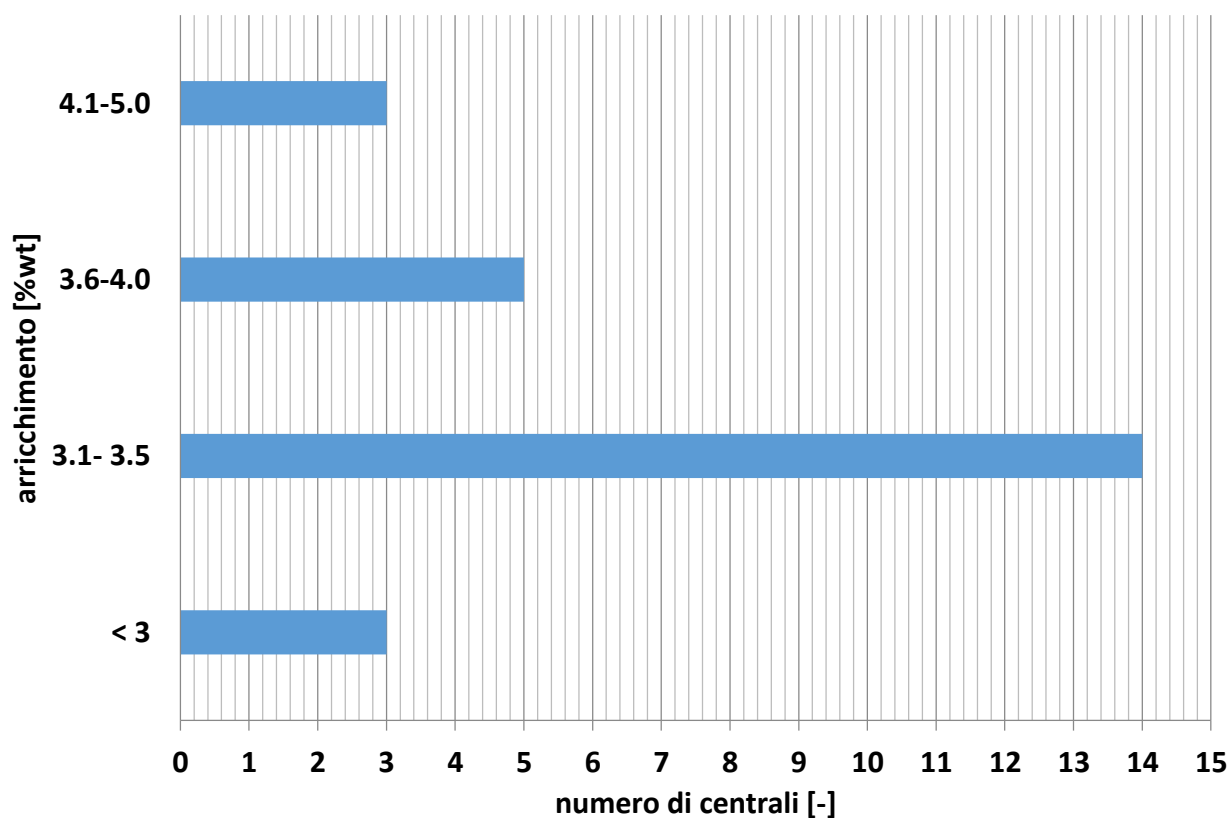


Fig. 30: Intervallo d'arricchimento iniziale in funzione del numero di centrali.

Ogni istogramma della Figura 30 rappresenta il numero di centrali che presentano un arricchimento compreso tra i valori espressi in ordinata. La Figura 31 mostra la distribuzione del numero di porzionamenti (batch) del nocciolo adottati da ogni singola centrale frontaliere:

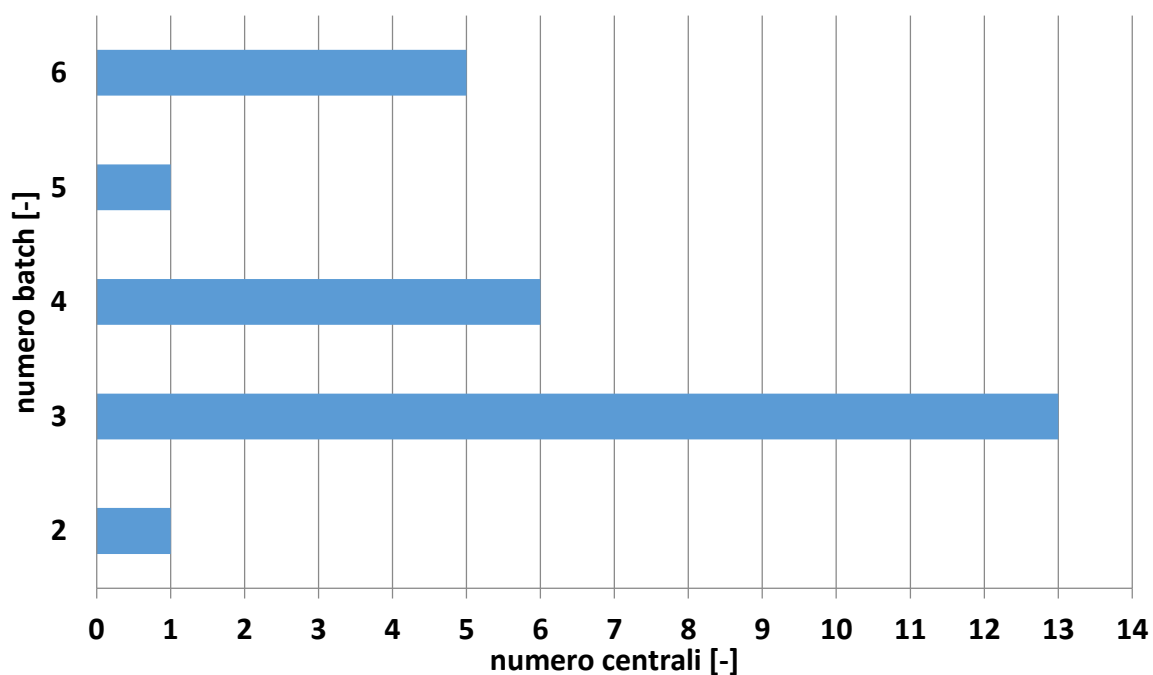


Fig. 31: Distribuzione del porzionamento di nocciolo nelle centrali frontaliere.

La Figura 32 mostra un istogramma di distribuzione della potenza termica su tutto il parco delle centrali frontaliere.

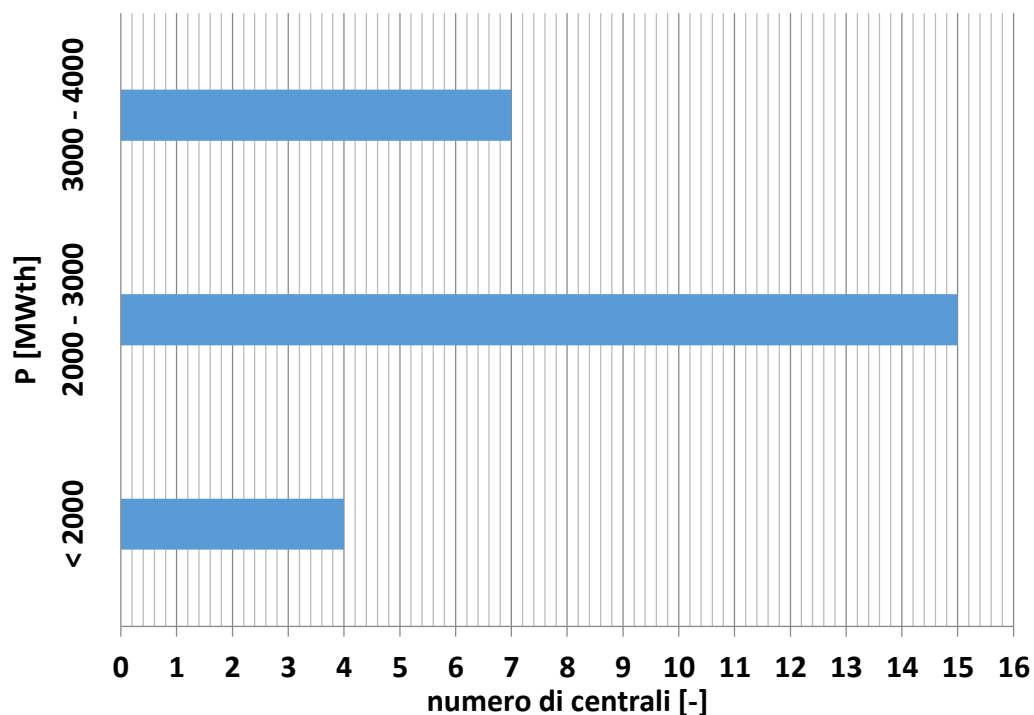


Fig. 32: Distribuzione di potenza nelle centrali frontaliere.

L'istogramma della Figura 33 mostra la distribuzione di centrali tra le due tipologie PWR e BWR.

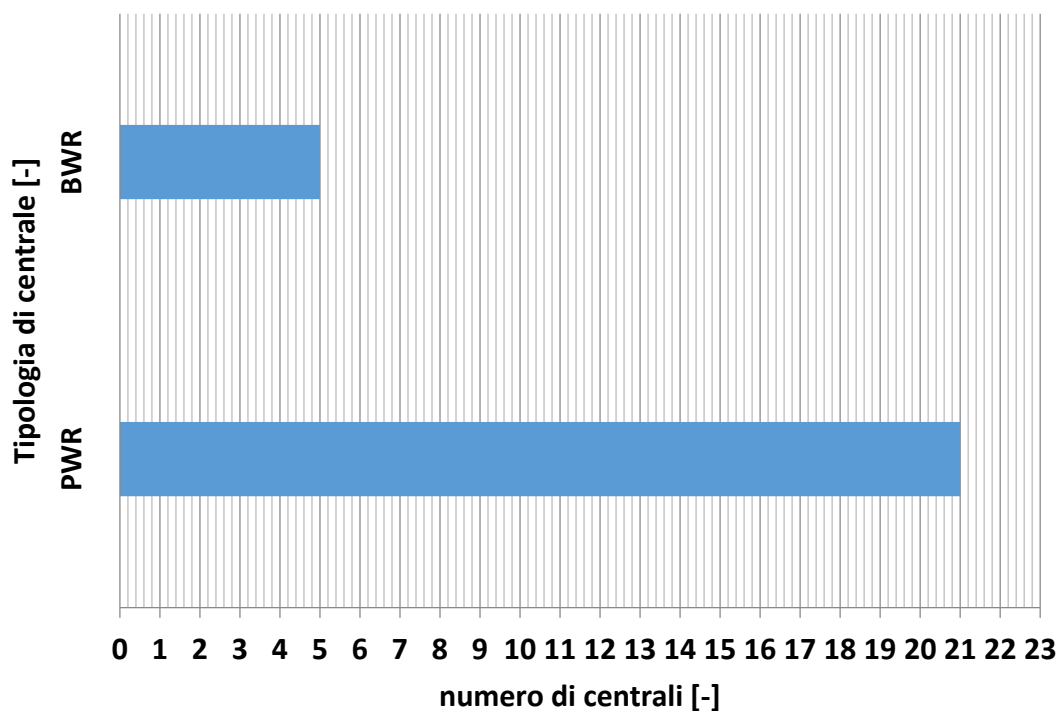


Fig. 33: Distribuzione della tipologia d'impianto nelle centrali frontaliere.

L'istogramma della Figura 34 evidenzia il numero di centrali che utilizzano un determinato modello di fuel assembly.

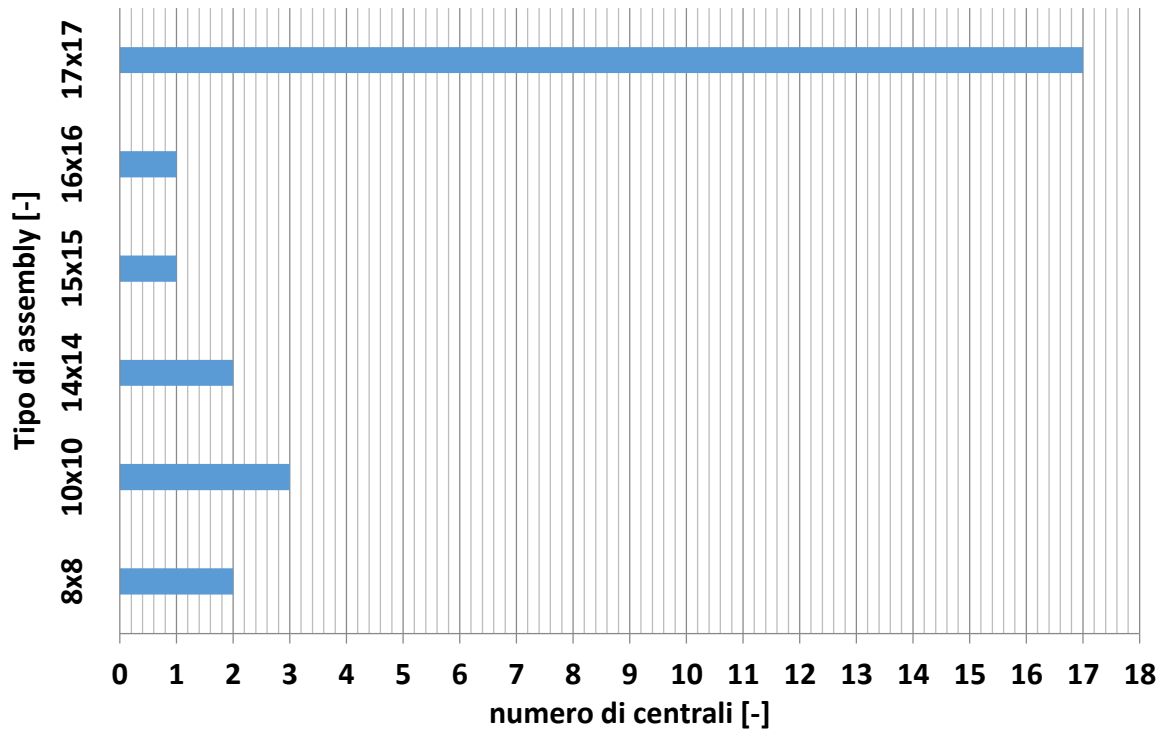


Fig. 34: Distribuzione della tipologia di assembly nelle centrali frontaliere.

La Figura 35 evidenzia la distribuzione del valore del burn-up del combustibile allo scarico per tutte le centrali frontaliere analizzate.

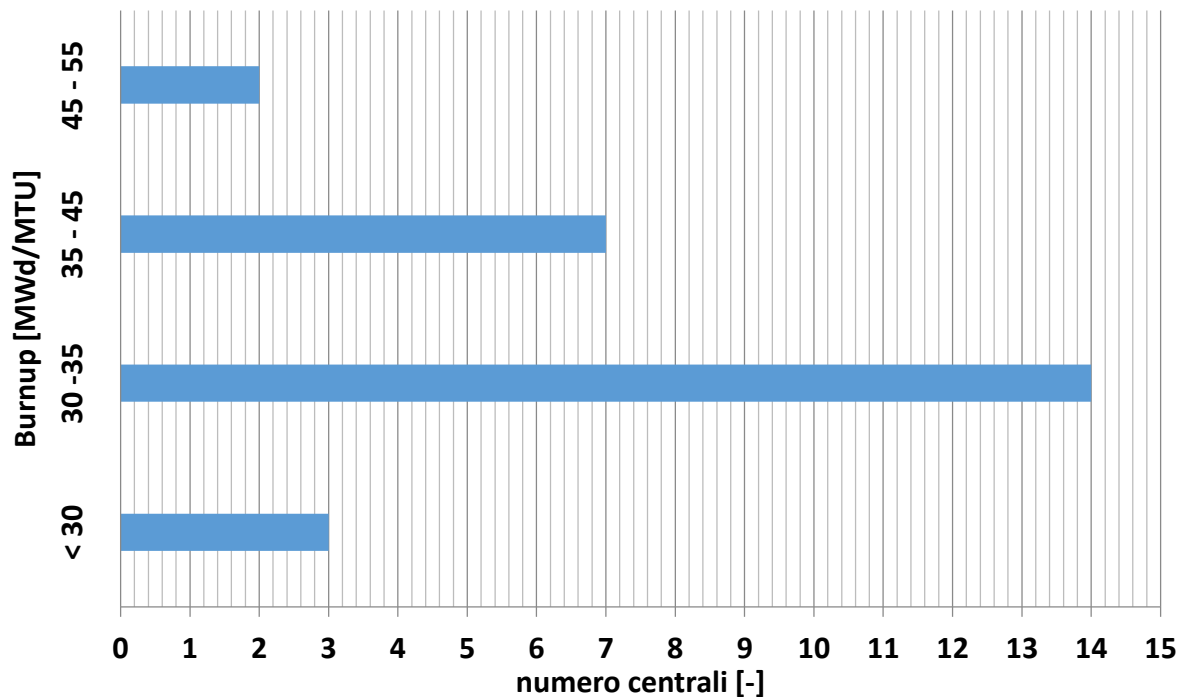


Fig. 35: Distribuzione del burn-up allo scarico nelle centrali frontaliere.

L'istogramma di Figura 36 evidenzia la distribuzione del numero delle centrali rispetto all'anno di inizio costruzione.

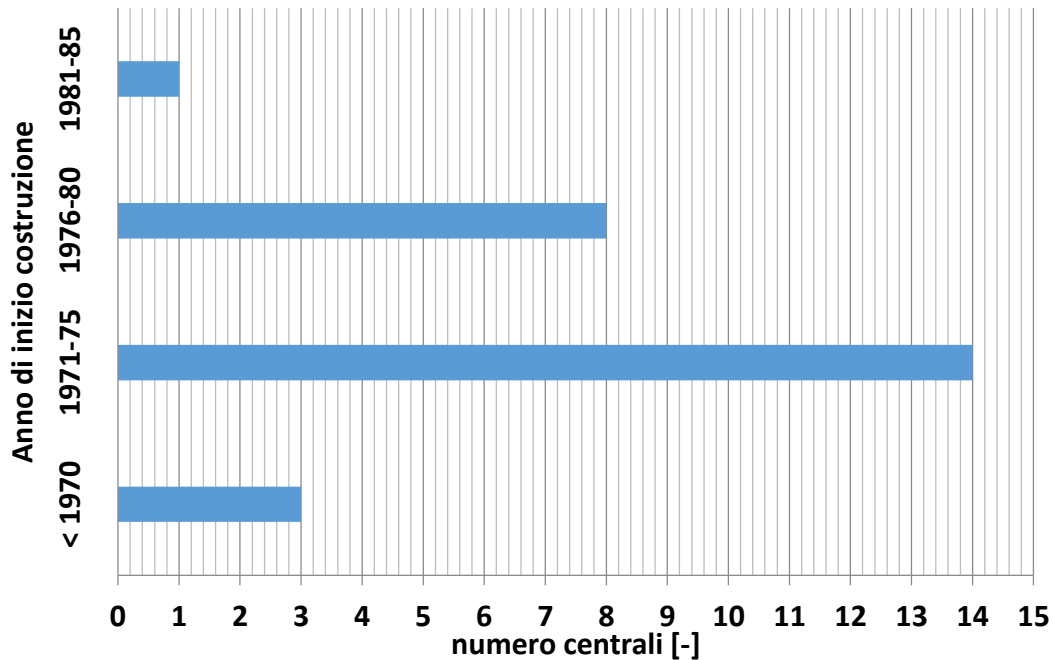


Fig. 36: Distribuzione dell'anno di inizio costruzione per le centrali frontaliere.

L'istogramma in Figura 37 evidenzia la distribuzione annuale del numero delle centrali per connessione alla rete.

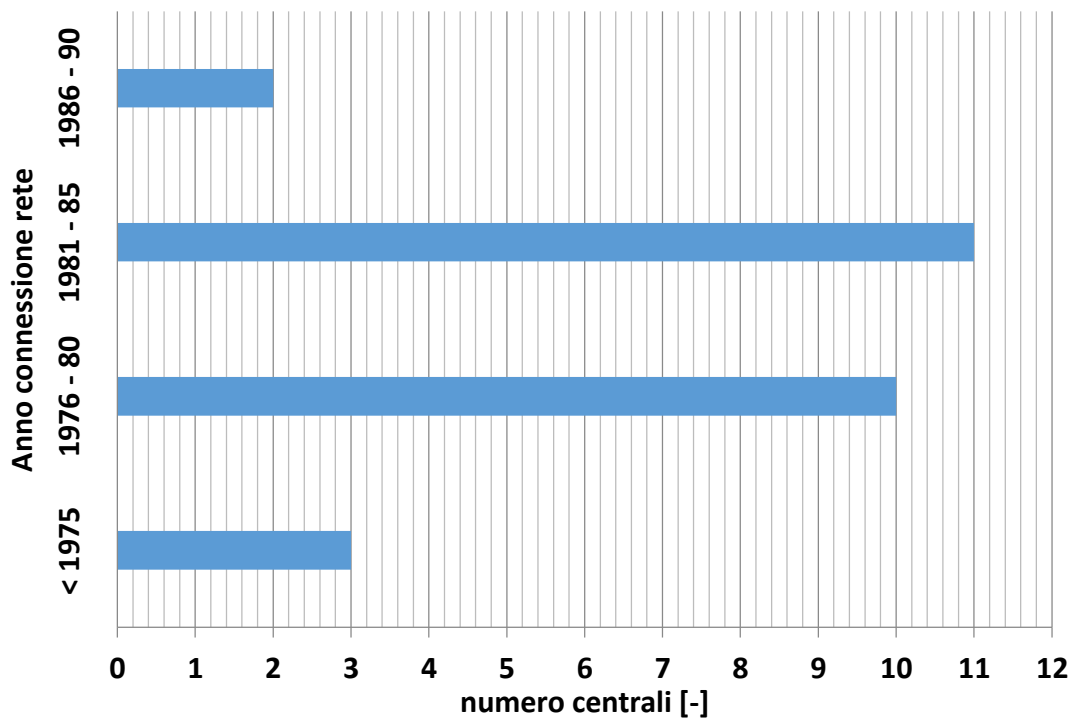


Fig. 37: Distribuzione dell'anno di connessione alla rete elettrica nelle centrali frontaliere.

Una stima preliminare, e comunque solo indicativa, dei potenziali effetti delle singole centrali frontaliere, può essere effettuata introducendo il seguente Parametro d'Impatto *R*:

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione ADPFISS – LP1 – 007	Rev. 0	Distrib. L	Pag. 39	di 45
--	--	------------------	----------------------	-------------------	-----------------

$$R = \frac{età}{distanza} \quad \left[\frac{anni}{km} \right]$$

età = anni di funzionamento dalla prima connessione alla rete elettrica;

distanza = distanza approssimata dai confini nazionali.

Per poter disporre di un valore che sia immediatamente confrontabile, tale parametro *R* è stato successivamente normalizzato al più alto valore che assume tra tutte le centrali frontaliere:

$$R^* = \frac{R}{R_{max}}$$

La Tab. 17 riporta i valori numerici valutati per ogni centrale frontaliere.

Centrale	Anno conn. Rete elettrica	Distanza confine	R	R/Rmax
[-]	[anno]	[km]	[anni/km]	[-]
Krsko	1983	130	0.23	0.55
Gundremmingen - B	1984	180	0.16	0.38
Gundremmingen - C	1984	180	0.16	0.38
Isar 1	1977	170	0.21	0.50
Isar 2	1988	170	0.15	0.35
Beznau-1	1969	120	0.37	0.87
Beznau-2	1971	120	0.35	0.83
Gosgen	1979	100	0.34	0.81
Leibstat	1984	130	0.22	0.53
Muehleberg	1971	100	0.42	1.00
Bugey-2	1978	120	0.29	0.69
Bugey-3	1978	120	0.29	0.69
Bugey-4	1979	120	0.28	0.67
Bugey-5	1979	120	0.28	0.67
Cruas-1	1983	150	0.20	0.48
Cruas-2	1984	150	0.19	0.46
Cruas-3	1984	150	0.19	0.46
Cruas-4	1982	150	0.21	0.49
Tricastin-1	1980	170	0.19	0.46
Tricastin-2	1980	170	0.19	0.46
Tricastin-3	1981	170	0.19	0.45
Tricastin-4	1981	170	0.19	0.45
St. Alban-1	1985	150	0.19	0.44
St. Alban-2	1986	150	0.18	0.43
Fessenheim-1	1977	170	0.21	0.50
Fessenheim-2	1977	170	0.21	0.50

Tab. 17: Parametro *R* nelle centrali frontaliere.

In Fig. 22 si riporta un istogramma che raggruppa i valori trovati del parametro *R* in funzione del numero di centrali.

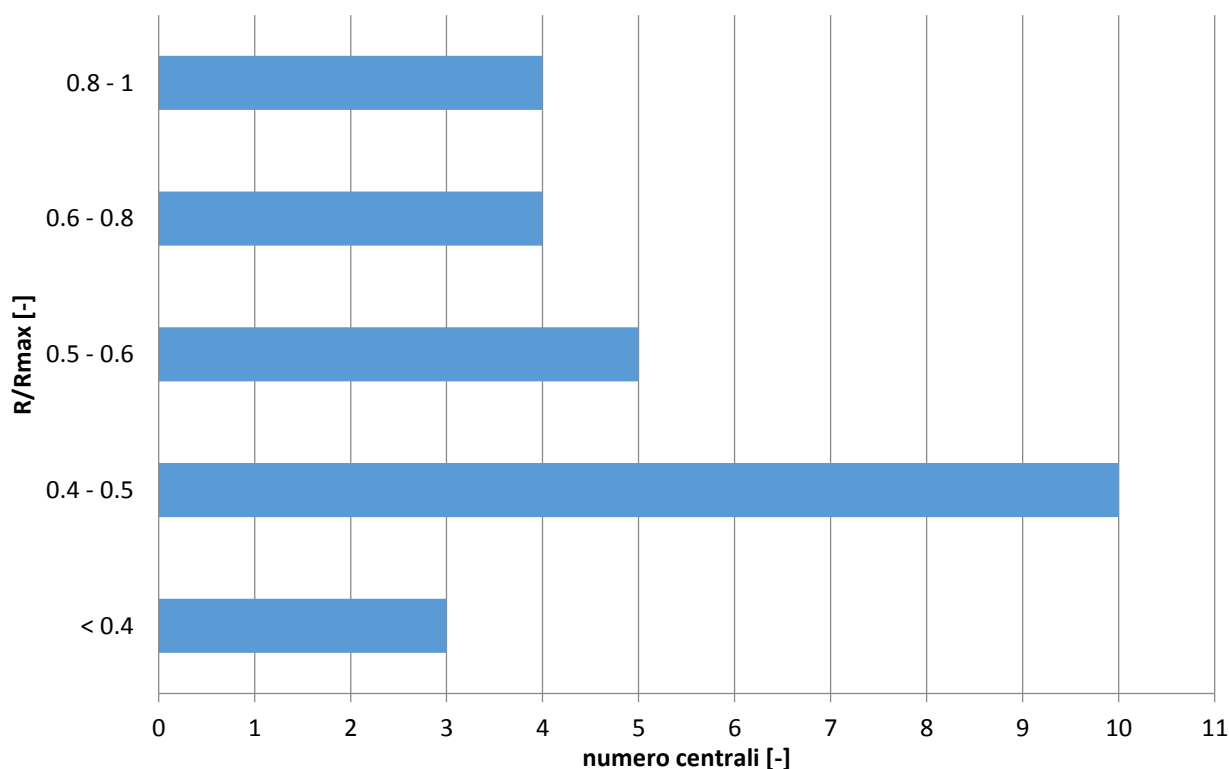


Fig. 38: Distribuzione del parametro R normalizzato per tutte le centrali frontaliere.

Una valutazione più accurata dell'impatto dovrebbe includere gli effetti radiologici attraverso l'introduzione dell'attività totale di nocciolo; tale affinamento dell'analisi comporta la riformulazione del Parametro d'Impatto secondo la seguente espressione:

$$R^* = \frac{R}{R_{max}} \cdot \frac{I}{I_{max}}$$

in cui le nuove grandezze introdotte sono definite come:

I = attività totale di nocciolo;

I_{max} = valore massimo dell'attività totale tra tutte le centrali frontaliere.

I valori valutati con la precedente relazione non vengono riportati nel presente documento tecnico poiché l'attività del nocciolo rappresenta un dato sensibile riservato non divulgabile pubblicamente. In ogni caso si può dire che l'attività totale del nocciolo per i nuclidi di riferimento risulta essere compresa tra 1.4E+09 e 5.2E+09 Ci.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione		Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP1 – 007		0	L	41	45

Appendice: Calcoli per un PWR da 900 MWe per il codice MELCOR.

La determinazione dell'inventario di nocciolo è un'operazione preliminare necessaria per poter effettuare una successiva valutazione del termine sorgente in situazioni incidentali. Per valutare con il codice MELCOR il termine sorgente per un incidente di CSBO in un impianto PWR, si è provveduto ad effettuare un calcolo d'inventario specializzato (il successivo calcolo MELCOR non fa parte di questo rapporto, ma sarà incluso nel rapporto della task LP1-B1.C).

L'inventario isotopico di nocciolo è stato determinato in riferimento ad una configurazione d'impianto con una potenza termica di 2775 MWth, una potenza elettrica di 900 MWe, un arricchimento medio di nocciolo iniziale pari al 3.35 w% ed un burn-up allo scarico pari a 33700 MWd/MTU. La configurazione di riferimento – utilizzata per il calcolo dell'inventario isotopico di nocciolo - è quella di MOC (Middle of Cycle) del ciclo di equilibrio, corrispondente ad un Burn-up medio pari a 16870 MWd/MTU nell'ipotesi di nocciolo a tre batch. La potenza termica specifica utilizzata per il calcolo è di 38.4 MWth/MTU.

Il calcolo è stato effettuato mediante il codice ORIGEN-ARP, utilizzando le librerie di sezioni d'urto efficaci ad un gruppo multiparametro precalcolate per un assembly Westinghouse 17x17. Le librerie sono state ricavate a partire dalle librerie multigruppo ENDF/B-V a 44 gruppi specializzate per gli LWR. Il bruciamento è stato realizzato suddividendo l'intero arco temporale necessario a raggiungere il BU richiesto in tre cicli e prevedendo un aggiornamento ottimizzato delle librerie di sezioni d'urto pari a 5 librerie/ciclo. Il risultato finale è stato normalizzato ipotizzando una massa di combustibile presente in tutto il nocciolo pari a 72.5 MTU.

L'inventario isotopico è stato calcolato e poi raggruppato per elementi – eccezion fatta per Au, Fm (non presenti tra i prodotti di fissione) e per Ac (presente in quantità trascurabili e comunque al di sotto del limite di cut-off imposto dal codice) – come richiesto dal codice MELCOR.

I risultati ottenuti sono i seguenti:

1. la massa [kg] delle specie chimiche all'istante di MOC;
2. la potenza specifica [W/kg] espressa dalle singole specie chimiche durante la fase di decadimento per un intervallo temporale pari a 90 h a partire dall'istante di scram secondo la seguente scansione in secondi:

[s]	[s]	[s]	[s]	[s]	[s]	[s]	[s]	[s]	[s]
1.000E-01	5.000E-01	1.000E+00	5.000E+00	1.000E+01	3.000E+01	1.800E+03	6.000E+01	6.000E+02	1.200E+03
1.800E+03	3.600E+03	5.400E+03	7.200E+03	9.000E+03	1.440E+04	2.160E+04	4.320E+04	6.480E+04	8.640E+04
1.800E+03	3.600E+03	5.400E+03	7.200E+03	9.000E+03	1.440E+04	2.160E+04	4.320E+04	6.480E+04	8.640E+04
1.080E+05	1.296E+05	1.728E+05	1.944E+05	2.160E+05	2.592E+05	2.808E+05	3.024E+05	3.240E+05	

Tab. 18: Intervalli temporali fase di decadimento.

In Tab. 19 si riporta il valore dei parametri fisici utilizzati per realizzare il calcolo con ORIGEN-ARP:

parametri	valori
Potenza specifica media [MW/MTU]	38.4
Arricchimento medio [wt%]	3.35
Burnup [MWd/MTU]	16870
Massa combustibile nel nocciolo [MTU]	72.5

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione ADPFISS – LP1 – 007	Rev. 0	Distrib. L	Pag. 42	di 45
--	--	------------------	----------------------	-------------------	-----------------

Librerie [-]	W17x17
Cicli [-]	3
Numero di librerie per ciclo [-]	5

Tab. 19: Parametri fisici per il calcolo con Origen-Arp.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione ADPFISS – LP1 – 007	Rev. 0	Distrib. L	Pag. di 43 45
--	--	------------------	----------------------	-------------------------

Indice delle Tabelle

Tabella 1: Sensitività dell’inventario all’arricchimento medio di nocciolo.....	10
Tabella 2: Inventario di nocciolo RASCAL 3.0.5.....	12
Tabella 3: Inventario di nocciolo RASCAL 4.2.....	12
Tabella 4: Variazioni relative tra gli inventari di RASCAL 3.0.5 e 4.2.....	13
Tabella 5: Parametri reticolari dell’assembly.....	16
Tabella 6: Composizione isotopica del combustibile (UO_2 d=10.412 g/cc; e=4.5%).....	16
Tabella 7: Composizione isotopica del moderatore/refrigerante (H_2O d=0.723 g/cc; 630 ppm di B).....	16
Tabella 8: Composizione isotopica del cladding (Zircalloy-4 d=6.56 g/cm ³	17
Tabella 9: Step di bruciamento.....	17
Tabella 10: Energia rilasciata dagli attinidi.....	24
Tabella 11: Confronto tra le masse degli attinidi calcolate da Origen-Arp e da MCNPX a fine ciclo.....	28
Tabella 12: Confronto tra le masse dei nuclidi di Rascal 3 calcolate da Origen-Arp e MCNPX a fine ciclo.....	29
Tabella 13: Dati di impianto.....	31
Tabella 14: Elenco nuclidi presenti nei codici Rascal 3.0.5, Rascal 4.0 e Rodos.....	34
Tabella 15: Scansione temporale fase di decadimento.....	34
Tabella 16: Scansione temporale potenza di decadimento.....	34
Tabella 17: Parametro di rischio nelle centrali frontaliere.....	39
Tabella 18: Intervalli temporali fase di decadimento.....	41
Tabella 19: Parametri fisici per il calcolo con Origen-Arp.....	42

Indice delle Figure

Figura 1: Profilo assiale di densità di moderatore tipico di un BWR.....	4
Figura 2: Profilo assiale di arricchimento tipico di un BWR per tre diversi valori di burnup allo scarico.....	5
Figura 3: Profili assiali di burnup per tre valori di burnup allo scarico per un BWR tipico.....	5
Figura 4: Correlazione ORNL 1991 per PWR.....	6
Figura 5: Correlazione ORNL 1991 per BWR.....	7
Figura 6: Correlazione MIT 2003 per PWR.....	8
Figura 7: Trend NEA.....	8
Figura 8: Trend IAEA; MIT = Correlazione MIT; WH = Correlazione Westinghouse; BWR = Valori per BWR.....	9
Figura 9: Sezione d’urto (n,g) per ¹³⁵ Xe (JEFF-3.1).....	11
Figura 10: Inventari normalizzati di RASCAL 3.0.5 e RASCAL 4.2.....	13
Figura 11: Variazione relativa tra gli inventari di RASCAL 3.0.5 e RASCAL 4.2.....	14

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione ADPFISS – LP1 – 007	Rev. 0	Distrib. L	Pag. 44	di 45
--	--	------------------	----------------------	-------------------	-----------------

Figura 12: Sezione trasversale dell'assembly 17x17 modellizzata in MCNPX.....	15
Figura 13: Intervalli temporali al variare del burnup.....	18
Figura 14: K_{inf} al variare del burnup 14.....	19
Figura 15: Q-valore al variare del burnup.....	19
Figura 16: Nubar al variare del burnup.....	20
Figura 17: Flusso totale e del flusso termico al variare del burnup.....	21
Figura 18: Indice spettrale al variare del burnup.....	21
Figura 19: Potenze prodotte dai principali attinidi al variare del burnup.....	22
Figura 20: Potenze prodotte dai principali attinidi al variare del burnup.....	22
Figura 21: Frazione della potenza totale prodotta dai principali attinidi al variare del burnup.....	23
Figura 22: Frazione della potenza totale prodotta dai principali attinidi al variare del burnup.....	23
Figura 23: $RR(n,\gamma)$ di alcuni attinidi al variare del burnup.....	24
Figura 24: $RR(n,\gamma)$ di alcuni attinidi al variare del burnup.....	25
Figura 25: $RR(n,f)$ di alcuni attinidi al variare del burnup.....	26
Figura 26: $RR(n,f)$ di alcuni attinidi al variare del burnup.....	26
Figura 27: Confronto tra le $RR(n,f)$ di U235 e Pu239 al variare del burnup.....	27
Figura 28: Massa degli attinidi al variare del burnup.....	27
Figura 29: Confronto tra le masse di U235 e Pu239 con Origen-Arp e MCNPX al variare del burnup.....	28
Figura 30: Intervallo d'arricchimento iniziale in funzione del numero di centrali.....	35
Figura 31: Distribuzione del porzionamento di nocciolo nelle centrali frontaliere.....	35
Figura 32: Distribuzione di potenza nelle centrali frontaliere.....	36
Figura 33: Distribuzione della tipologia d'impianto nelle centrali frontaliere.....	36
Figura 34: Distribuzione della tipologia di assembly nelle centrali frontaliere.....	37
Figura 35: Distribuzione del burn-up allo scarico nelle centrali frontaliere.....	37
Figura 36: Distribuzione dell'anno di inizio costruzione per le centrali frontaliere.....	38
Figura 37: Distribuzione dell'anno di connessione alla rete elettrica nelle centrali frontaliere.....	38
Figura 38: Distribuzione del parametro di rischio normalizzato per tutte le centrali frontaliere.....	40

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione ADPFISS – LP1 – 007	Rev. 0	Distrib. L	Pag. 45	di 45
--	--	------------------	----------------------	-------------------	-----------------

Riferimenti Bibliografici

- [1] C. Lombardo, F. Rocchi, Panoramica delle principali catene di codici di calcolo ‘Fast Running’ per le emergenze nucleari, Rapporto Tecnico ENEA UTFISSM-P000-013, 2013.
- [2] A. Guglielmelli, F. Rocchi, Metodologia per la determinazione e la sistematizzazione d’inventari di combustibile: messa a punto dei metodi ed applicazione ad alcune tipologie di LWR, Rapporto Tecnico ENEA NNFISS-LP2-068, Settembre 2012.
- [3] SCALE: A Comprehensive Modeling and Simulation Suite for Nuclear Safety Analysis and Design, ORNL/TM-2005/39, Version 6.1 Giugno 2011.
- [4] B. L. Broadhead, K-Infinite Trends with Burnup, Enrichment, and Cooling Time for Bwr Fuel Assemblies, ORNL/M-6155, Agosto 1998.
- [5] W. J. Reich, R. S. Moore, K. J. Notz, Distribution of Characteristics of LWR Spent Fuel, ORNL/TM-11670, Gennaio 1991.
- [6] Report OECD NEA No. 6224, Very High Burn-ups in Light Water Reactors, 2006.
- [7] Aa. Vv., The Future of Nuclear Power, MIT 2003.
- [8] Aa. Vv., Impact of High Burnup Uranium Oxide and Mixed Uranium–Plutonium Oxide Water Reactor Fuel on Spent Fuel Management, IAEA Nuclear Energy Series, Technical Report No. NF-T-3.8, 2011.
- [9] G. Glinatsis, G. Grasso, R. Pergreffi, F. Rocchi, Utilizzo di Apollo-Cronos per calcoli di criticità e di ciclo, Rapporto Tecnico ENEA NNFISS-LP2-081, 2012.
- [10] U.S. Nuclear Regulatory Commission, Rascal 3.0.5: Description of Models and Methods , NUREG-1887, Agosto 2007.
- [11] U.S. Nuclear Regulatory Commission, Rascal 4.0: Description of Models and Methods, NUREG-1940, Dicembre 1012.
- [12] I.C. Gauld, S.M. Bauman, J.E. Harwedel, ORIGEN-ARP: automatic rapid processing for spent fuel depletion, decay e source term analysis, June 2011 pag. 608.
- [13] M. A. Jessee, M. D. DeHart, Triton: a multipurpose transport, depletion, and sensitivity and uncertainty analysis module. ORNL/TM-2005/39 Version 6.1 - Sect. T1.
- [14] S. Goluoglu, D. F. Hollenbach, N. F. Landers, L. M. Petrie, J. A. Bucholz, C. F. Weber, C. M. Hopper, The material information processor for scale, ORNL/TM-2005/39 Version 6.1 - Sect. M7.
- [15] IAEA, Power Reactor Information System (PRIS), <http://prosweb.iaea.org/Statistics>.
- [16] I. Hasemann, C. Landman, J. Ehrhardt, Collection of site specific data of European nuclear power plants as input to RODOS - DSSNET(WP3)-TN(01)02, Giugno 2007.